P. R. Arendt

REAKTOR TECHNIK

PHYSIKALISCHE SCHRIFTEN

HERAUSGEGEBEN VON ERNST BRÜCHE

HEFT 5

PHYSIKALISCHE SCHRIFTEN

HERAUSGEGEBEN VON ERNST BRÜCHE

Reaktortechnik

P. R. Arendt



PHYSIK VERLAG · MOSBACH/BADEN

1957

Satz, Druck und Bindearbeiten:
Dr. F. P. Datterer & Cie. – Inhaber Sellier – Freising
Printed in Germany



Geleitwort

Mit der Entdeckung der Kernspaltung und der sie begleitenden Neutronenemission ist die praktische Ausnutzung der in den schweren Atomkernen gebundenen Energie möglich geworden. Durch eine besonders ungünstige Politische Konstellation standen die Anfänge der praktischen Entwicklung im Zeichen des Krieges. Dies hat den Fortschritt auf der einen Seite wohl um einige Jahre beschleunigt; denn fast jede Regierung, gleichgültig ob demokratisch oder autoritär, ist geneigt, für kriegerische Zwecke beliebige Summen auszugeben, eine rein friedensmäßige Entwicklung stößt dagegen fast immer auf starke finanzielle Schwierigkeiten. Auf der anderen Seite hat die Überbetonung der kriegerischen Anwendungsmöglichkeit bei der Ausnutzung dieser Energie bei vielen Menschen schwerstes Mißtrauen erzeugt, das bei einer Ausnutzung für friedliche Zwecke oft nur schwer überwunden werden kann.

Die Erschließung der Kernenergie ist für die Geschichte der Menschheit von einzigartiger Bedeutung. Während man noch vor 100 Jahren den größten Teil der verwendeten Energie durch Lebewesen — Menschen oder Zugtiere — produziert hat, eine Methode, die in den unterentwickelten Ländern heute noch dominiert, sind in den letzten Jahrzehnten Kohle, Erdöl und Wasserkraft an deren Stelle getreten. Erst sie haben eine industrielle Entwicklung in großem Stil ermöglicht und den Lebensstandard der Industrieländer auf seine heutige Höhe gebracht. Es ist nachgewiesen, daß der Lebensstandard eines Volkes seiner Energieerzeugung proportional ist. Aber eine weitere Steigerung der Energieerzeugung ist heute nach konventionellen Methoden nicht mehr in dem Maße möglich, wie es von der Wirtschaft gewünscht wird. Engpässe sind zum Teil jetzt schon zu sehen, mit Sicherheit in den nächsten Jahren zu erwarten. Diese Lücke kann nun durch eine neue, fast unbegrenzte Energiequelle geschlossen werden.

Bis vor kurzem waren nur wenige Physiker über die Probleme der Energieerzeugung aus Atomkernen orientiert und auch diese meist nur recht einseitig. Sie verfügten zwar über die Kenntnisse der physikalischen Grundlagen, es fehlte ihnen aber meistens die großtechnische Erfahrung und wohl auch ein Blick für reelle wirtschaftliche Möglichkeiten, die beide ebenfalls

für die praktische Durchführung von Projekten in dieser Größenordnung zwingend notwendig sind. Der Techniker und Wirtschaftler muß also heute versuchen, sich mit den physikalischen Aspekten der Kernenergie vertraut zu machen. Auf der anderen Seite muß sich der Physiker auch etwas mit den rein technischen Dingen befassen.

Es besteht heute noch ein großer Mangel an guten zusammenfassenden Schriften auf dem neuen Gebiet der Reaktortechnik, die beiden Seiten gerecht werden. Es sind auch wohl nur wenige dafür geeignet, ein solches Buch zu schreiben. Gerade in der Person des Verfassers der vorliegenden Schrift sind die notwendigen Voraussetzungen gegeben. Als Physiker kennt er die rein physikalischen Grundlagen der Kerntechnik; als ein Mann, der seit vielen Jahren führend in der Großindustrie tätig ist, hat er aber auch den entsprechenden Überblick über die technischen und wirtschaftlichen Probleme. In den letzten Jahren hat er sich nicht nur durch Literaturstudium, sondern auch vor allem durch praktische Anschauungen ein umfassendes Wissen auf dem Gebiet der Kerntechnik erworben, das er in dem vorliegenden kurzen und dennoch auch einem Nichtspezialisten verständlichen Buch einem größeren Kreis zugänglich macht.

W. Riezler

Vorwort

Dieses Bändchen erhebt nicht den Anspruch der wissenschaftlichen Systematik und Vollständigkeit, es tritt weder neben die Lehrbücher noch die Handbücher, weder neben diese Werke aus der allgemeinen Kernphysik noch neben die über Reaktor-Technik und Reaktor-Theorie. Es ist entstanden aus einer Kette sich in ihrem Inhalt oft wiederholender Diskussionen über die zweckmäßigste Art und Weise des Reaktor-Baues, über dessen wissenschaftliche und technische Notwendigkeit — auch gerade für Deutschland — sowie über Reaktor-Sicherheit und Reaktor-Betrieb. Verlag und Verfasser haben sich bemüht, eine im deutschen Schrifttum bislang noch bestehende Lücke zu schließen für die Zwecke der ersten Information aller derer, die sich ernsthaft mit den Reaktor-Problemen beschäftigen wollen und die nach einer Übersicht und Einleitung suchen, ehe sie zu den umfassenden Lehrbüchern greifen, von denen eine Auswahl am Schluß genannt ist, und ohne deren Studium man sich allerdings keine fundierten Kenntnisse auf diesem neuen Gebiet der Technik erwerben kann. Das zu behandelnde Gebiet ist so reichhaltig, daß viele Zweige der neuen Techniken unerwähnt bleiben mußten. Der Fachmann wird Isotopen-Trennung, Isotopen-Anwendung und Kernchemie vermissen, ebenso die chemische Kernverfahrenstechnik einschließlich Erzaufbereitung; es konnte auch nicht die so wichtige Reaktor-Metallurgie und die Strahlungs-Meßtechnik gebracht werden, auch mußten die angrenzenden Gebiete der Regeltechnik und der Fernbedienung sowie die einschlägige Elektronik beiseite bleiben. Der hier behandelte Stoff konnte im Rahmen dieses Bändchens nur soweit diskutiert werden, bis sich die Möglichkeit zur Stellung der technischen Probleme ergibt, die in jedem Falle eine verschiedene sein wird, denn für die Reaktor-Technik gibt es noch weniger als für ältere Techniken eine Patentlösung. Man kann weder einen Universal-Reaktor angeben, noch die Lösung für z. B. Sicherheit oder Abfallbehandlung usw. Außerdem ist gerade die Reaktor-Technik in besonders schnellem Entwicklungsfluß begriffen. Möge das Bändchen helfen, die Probleme dort zu sehen, wo sie wirklich liegen und die Anregung zu intensiverem Studium geben. Deutschland — wie alle Länder — braucht Reaktor-Ingenieure.

Die Zusammenstellung dieses Materials wäre nicht möglich gewesen ohne verschiedene Studienreisen; so dankt der Verfasser dem verstorbenen Vorstandsmitglied der AEG, Herrn Dr. *O. Koehn*, für die Studienreise zur ersten Internationalen Konferenz über Reaktor-Technik in Ann Arbor (Mich.) 1954, Herrn Professor Dr. *O. Hahn*, dem verehrten Lehrer, Präsidenten der Max-Planck-Gesellschaft, für die Einladung zur Teilnahme an der Genfer Konferenz über friedliche Anwendung der Kernenergie 1955, Herrn Staatssekretär Professor Dr. *L. Brandt* für eine Studienreise zur Konferenz in Cleveland (Ohio) 1955 und der amerikanischen Regierung für eine viermonatige Studienreise im Sommer 1956. Der Verfasser dankt ferner für vielfältige Information der amerikanischen Atomic-Energy-Commission, die ihm mehrfache und längere Besuche in den nationalen Laboratorien von Brookhaven, Argonne und Oak Ridge sowie einen Besuch der bisher nicht zugänglichen Reactor Testing Station in Idaho ermöglichte. Der Verfasser dankt ebenfalls der britischen Atomic-Energy Authority für die Gestattung eines Besuches in Harwell. Vor allem aber dankt der Verfasser allen Wissenschaftlern, Freunden und Bekannten in diesen Laboratorien sowie bei der amerikanischen Industrie und an deutschen und ausländischen Universitäten und Hochschulen für vielfältigen Rat, für die Überlassung von Literatur und Abbildungen. Die verständnisvolle und große Hilfe der Deutschen Botschaft in Washington auf Grund ihrer vorzüglichen Einführung sei gleichfalls dankbar anerkannt. Der Verfasser dankt Herrn Professor Dr. *W. Riezler* für die liebenswürdige und kritische Durchsicht des Manuskriptes und schließlich Herausgeber und Verlag für die Ausstattung, die nicht mit Abbildungen und Tabellen sparte.

Die rasante Entwicklung der Kerntechnik bringt es mit sich, daß keine Buchveröffentlichung den neuesten Stand erfassen kann. Für diesen Bericht wurde die bis Anfang 1957 erschienene Literatur noch berücksichtigt.

P. R. Arendt

Inhaltsverzeichnis

Einleitung

Der Biologe *Huxley* hat bei der Betrachtung der großen Lebenszusammenhänge festgestellt, daß die Fortschritte der biologischen Entwicklung in immer schnellerem Tempo aufeinanderfolgen. Wenn in den Anfängen des Lebens Millionen oder Hunderttausende von Jahren erforderlich waren, um eine wesentliche Etappe zu meistern, so genügten in der geschichtlichen Periode Jahrhunderte zu entscheidender Veränderung. Heute bringt bereits ein Jahrzehnt Wandlungen, die das ganze Leben dieser Erde umgestalten. Diese These wird glaubhaft, wenn man sich vor Augen hält, welche Veränderungen Wissenschaft, Technik und Zivilisation in den letzten 25 Jahren brachten, und welche enorme Aufgaben der Menschheit harren, zu denen ihr die Schlüssel von den Wissenschaften*) schon bereitgelegt sind oder versprochen werden.

Das augenfälligste Beispiel dieser biologischen Perspektive ist der Fortschritt der Physik und die aus dieser Wissenschaft im Entstehen begriffene Technik der Energiegewinnung aus der Umwandlung der Atomkerne. Seit der *Hahn-Strassmann*schen Entdeckung der Kernspaltung (1939), seit der Realisierung der industriell steuerbaren Kettenreaktion im ersten Reaktor von *Fermi* (1942) ist nur wenig Zeit vergangen, und schon sehen wir — auch abseiten der militärischen Revolution — eine neue Industrie entstehen, die zu einer völlig neuen Energiewirtschaft und zur Verlagerung der wirtschaftlichen Schwerpunkte führt, die neue Aspekte in alle Wissenschaften, in Medizin, Chemie, Landwirtschaft, Biologie, Nahrungsmittelindustrie hineinträgt, deren praktische oder wissenschaftliche Ergebnisse alle Gebiete unseres Lebens beeinflussen und in Zukunft noch vielseitig umgestalten werden. Schon heute geht die Zahl der mit dieser neuen Technik verbundenen Menschen in viele Hunderttausende und sie ist in allen Ländern ständig im Ansteigen.

Der erzielte Fortschritt wird dadurch besonders augenfällig, daß die anfänglichen Erfolge aus militärischen und politischen Gründen geheimgehalten wurden, welche Schleier erstmals 1954 auf der Konferenz von Ann Arbor (USA) gelüftet wurden und welche fast völlig beseitigt zu haben, das Verdienst der Genfer Konferenz für friedliche Anwendung der Atomenergie (1955) ist. Der wissenschaftliche Gedankenaustausch ist seitdem befreiter von politischen Rücksichten; man hat zwar Verständnis für strategisch-militärische Geheimnisse, und niemand soll gezwungen sein, industriell-

*) *A. M. Weinberg*, Nuclear Energy and the Scientific Revolution; Vortrag am 1. 12. 1955.

wertvolle Einzelheiten preiszugeben, doch das Gespräch der Wissenschaftler ist wieder beim gleichberechtigten Wettstreit, bei der friedlichen Ausnutzung der uns geschenkten Kräfte angekommen.

Es ist nicht möglich, im Rahmen der hier vorgelegten Einführung alle Gebiete zu behandeln, die sich aus der Kernphysik entwickelt haben. Gegenstand der Betrachtung soll nur die Reaktor-Technik sein; alle anderen Ergebnisse der Atomkern-Technik müssen zurückgestellt werden, wie z. B. Strahlungsmessung, Strahlungschemie, Anwendung der Strahlung (Medizin, Frischhaltung, Ungeziefer-Bekämpfung, neue Mutationen, Kunststoff-Verbesserung), ferner Verfahrens-Techniken (Aufbereitung der Spaltstoffe, Isotopen-Trennung, Herstellung der Reaktor-Baustoffe). Auch mit dieser Beschränkung bleibt das Gebiet so umfassend, daß Vollständigkeit nicht erreicht werden kann. Die rasche Entwicklung der Reaktor-Technik und der mit ihr zusammenhängenden Wissenschaften zwingt zu einer Beschränkung auf das Wesentliche; die hier gegebene Einführung soll das Studium der laufend in der Literatur erscheinenden Berichte über Neuerungen und Fortschritte erleichtern und zu der für den Ingenieur notwendigen Gruppierung der sonst erdrückenden Fülle den Weg weisen.

I. Kernphysikalische Einleitung

Kapitel 1. Atombau und Kernstruktur

E. Rutherford folgerte (1911) aus den Versuchen der Streuung von α-Teilchen an dünnen Metallfolien, daß ein positiv geladener Atomkern mit einem Radius kleiner als 10^{-12} cm fast die ganze Masse des betr. Atoms enthält. Also muß der Raum zwischen diesem Kern und dem aus der kinetischen Gastheorie bekannten äußeren Radius der Atome von etwa 10^{-8} cm praktisch leer sein bis auf die sich hier bewegenden (negativen) Elektronen, welche die positive Kernladung neutralisieren. Die sich schnell um den Kern bewegenden Elektronen sind maßgebend für die Eigenschaften, nach denen die einzelnen Atomarten, die sogenannten chemischen Elemente, unterschieden werden. *N. Bohr* brachte (1913) diese Vorstellung in fruchtbaren Kontakt mit der Quanten-Theorie. Im *Bohr*schen Wasserstoff-Modell wird der einfach positiv geladene Kern (Proton) von einem Elektron umkreist. Dieses sich bewegende Elektron strahlt im Gegensatz zur klassischen Theorie der Elektrodynamik nicht bei dieser Kreisbewegung, sondern erst dann, wenn das Elektron von einer der möglichen Kreisbahnen in eine andere mit kleinerem Radius fällt. Der dabei entstehende Energieverlust des Systems ist proportional der Frequenz ν der beobachteten Spektrallinie; die Proportional-Konstante ist das *Plank*sche Wirkungsquantum h. Die Energieveränderungen des Systems können nur in Vielfachen dieses Wirkungsquantums h erfolgen ($\Delta E = \nu \cdot h$). Die *Bohr*sche Theorie erfuhr umfassende Bestätigung. Ihre Ausdehnung auf alle Elemente, die bis zu 92 und mehr äußere Elektronen enthalten, wurde durch die Vorstellung ermöglicht, daß die um den Kern kreisenden Elektronen sich in verschiedenen Schalen um den Kern bewegen. Der Übergang von einer Schale zur anderen entspricht Energie-Aufnahme oder -Abgabe, z. B. der Aussendung von Strahlung oder der Anregung bzw. Ionisation. Die Zahl der je Schale möglichen Elektronen ist nach dem Ausschließlichkeits-Prinzip von *Pauli* beschränkt: die innere K-Schale kann nur 2 Elektronen, die nächste L-Schale nur bis 8 Elektronen enthalten usw. Die Gesamt-Zahl der Elektronen steht in enger Beziehung zur chemischen Natur der betreffenden Atom-Kategorie. Siehe Tab. 1. Demzufolge bezeichnet man die äußersten Elektronen auch als Valenz-Elektronen. Im nicht-ionisierten Zustand hat Wasserstoff 1 Elektron, Helium 2, Lithium 3, Beryllium 4 Elektronen, die den Kern umkreisen; ganz allgemein: zu jedem Element der Ordnungszahl Z gehören Z Elektronen.

Ursprünglich nahm man als einziges Bauelement der Atomkerne den Wasserstoffkern, auch Proton genannt, an. Dann müßte das Helium beispielsweise einen Kern aus 4 Protonen haben, dem aber 2 Elektronen zur Ladungskompensation beigegeben werden müßten, damit nur 2 äußere Elektronen die Neutralisation bewirken können. Diese Bezugnahme auf

	I	II	III	IV	V	VI	VII	VIII	
1	**1** H 1.008								**2** He 4.003
2	**3** Li 6.940	**4** Be 9.01	**5** B 10.82	**6** C 12.01	**7** N 14.008	**8** O 16.0000	**9** F 19.00		**10** Ne 20.183
3	**11** Na 22.991	**12** Mg 24.32	**13** Al 26.98	**14** Si 28.09	**15** P 30.975	**16** S 32.066	**17** Cl 35.457		**18** A 39. 944
4	**19** K 39.10	**20** Ca 40.08	**21** Sc 44.96	**22** Ti 47.90	**23** V 50.95	**24** Cr 52.01	**25** Mn 54.94	**26** Fe 55.85 · **27** Co 58.94 · **28** Ni 58.71	
4	**29** Cu 63,54	**30** Zn 65.38	**31** Ga 69.72	**32** Ge 72.60	**33** As 74.91	**34** Se 78.96	**35** Br 79.916		**36** Kr 83.80
5	**37** Rb 85.48	**38** Sr 87.63	**39** Y 88.92	**40** Zr 91.22	**41** Nb 92.91	**42** Mo 95.95	**43** Tc 99	**44** Ru 101.1 · **45** Rh 102.91 · **46** Pd 106.4	
5	**47** Ag 107.88	**48** Cd 112.41	**49** In 114.82	**50** Sn 118.70	**51** Sb 121.76	**52** Te 127.61	**53** I 126.91		**54** Xe 131.3
6	**55** Cs 132.91	**56** Ba 137.36	**57** La 138.92 **58-71**	**72** Hf 178.50	**73** Ta 180.95	**74** W 183.86	**75** Re 186.22	**76** Os 190.2 · **77** Ir 192.2 · **78** Pt 195.09	
6	**79** Au 197.2	**80** Hg 200.61	**81** Tl 204.39	**82** Pb 207.21	**83** Bi 209.00	**84** Po 210	**85** At 211		**86** Rn 222
7	**87** Fr 223	**88** Ra 226.05	**89** Ac 227.05 **90-101**						
6	**58** Ce 140.13 **59** Pr 140.92	**60** Nd 144.27 **61** Pm 145	**62** Sm 150.35 **63** Eu 152.0	**64** Gd 157.26 **65** Tb 158.93	**66** Dy 162.51 **67** Ho 164.94	**68** Er 167.27 **69** Tm 168.94	**70** Yb 173.04 **71** Lu 174.99		
7	**90** Th 232.05 **91** Pa 231	**92** U 238.07 **93** Np 237	**94** Pu 239 **95** Am 243	**96** Cm 245 **97** Bk 247	**98** Cf 249 **99** E 252	**100** Fm 253 **101** Mv 256	**102** No		

Tab. 1.1. Periodisches System der Elemente. (Die Ziffern unter den Bezeichnungen geben das Atomgewicht, und zwar bezogen auf das natürliche Isotopen-Verhältnis und auf natürliches O = 16 an; bei den Transuranen ist das Atomgewicht des langlebigsten Isotops verzeichnet.)

freie Elektronen im Kern entfiel mit der Entdeckung des Neutrons (*J. Chadwick*, 1932), eines ungeladenen Teilchens von der Masse des Protons.

Die gegenwärtige Vorstellung vom Aufbau der Atome wird durch folgendes Bild beschrieben: Die äußeren Elektronen entsprechen dem erweiterten *Bohr*schen Modell, es sind Z Elektronen, gruppiert in verschiedene Schalen. $Z = 1$ für Wasserstoff bis $Z = 92$ für Uran*). Der Atomkern enthält Protonen und Neutronen; und zwar von beiden zusammen A, d. h. soviel wie dem Atomgewicht (gemessen in atomaren Masseneinheiten**)) entspricht. Da das gesamte Atom ebensoviel positive wie negative Ladungseinheiten, d. h. Z enthalten muß, ergibt sich die Zahl der Neutronen zu $N = A - Z$. Es enthält also der Kern des (leichten) Wasserstoffs ein Proton, der des Heliums zwei Protonen und zwei Neutronen, der des Lithiums-6 drei Protonen und drei Neutronen usw.

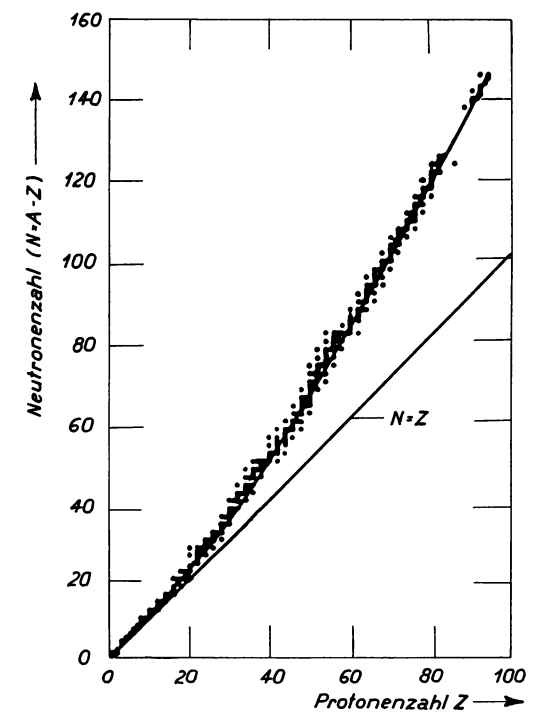


Abb. 1.1. Neutronen-Überschuß der stabilen und quasi-stabilen Kerne.

---

*) Die höchste Ordnungszahl haben die sogenannten Transurane; bis Z = 102 ist der Nachweis dieser meist kurzlebigen Stoffe gelungen.

**) $O^{16} = 16$; in der Chemie wird die natürliche Mischung der Isotope O^{16} mit O^{17} und O^{18} gleich 16 gesetzt; der Umrechnungsfaktor zwischen beiden Maßsystemen ist: atomare Einheit mal 1,000272 gleich chemische Einheit.

Mit steigender Ordnungszahl nimmt die Zahl der Kern-Neutronen stärker zu als die der Protonen. Die größeren Kerne werden schwerer im Verhältnis zu ihrer Ladung. Abb. 1.1 zeigt diesen Verlauf für die stabilen Kerne.

Über die Art der Kräfte, die die Nukleonen (Protonen und Neutronen) im Kern zusammenhalten, wird im Abschnitt über Bindungsenergie noch zu sprechen sein. Hier genügt der Hinweis auf die mengenmäßige Zusammensetzung. Auch ist es für die Zwecke dieser Einführung unerheblich, ob die Nukleonen als die kleinsten Bausteine der Materie angesehen werden, wie es der üblichen Auffassung entspricht, oder ob man schon von einer „Struktur" dieser Bausteine sprechen darf. Der hier beschriebene Kern-Aufbau ist durch die bisherigen Erfahrungen der Kernphysik bestätigt.

Beispielsweise hat diese Vorstellung viel zum Verständnis der Isotope beigetragen, d. h. derjenigen Stoffe, die sich zwar chemisch nicht von einander trennen lassen, sich aber eindeutig durch ihr Atomgewicht unterscheiden. Die Entdeckung der Isotope zeigte, daß die Stoffe, deren Atomgewichte sich nicht als reine Vielfache des Atomgewichtes des Wasserstoffs erwiesen, aus zwei oder mehr Komponenten zusammengesetzt sind, die sich nur durch die Zahl der Neutronen im Kern unterscheiden. So besteht natürliches Chlor vom Atomgewicht 35,46 aus 2 Isotopen vom Atomgewicht 35 und 37, nämlich aus 75,53% Cl 35 und 24,47% Cl 37. Chlor hat 17 Elektronen ($Z = 17$); also haben die beiden Isotope 18 bzw. 20 Neutronen. Das natürliche Uran besteht aus 3 Isotopen: 99,27% U 238; 0,725% U 235 und einem sehr geringen Anteil U 234 von 0,0058%. Uran besitzt 92 äußere Elektronen, also haben diese 3 Isotope 146 bzw. 143 oder 142 Neutronen. Mit Hilfe der modernen Verfahren der Kernumwandlung sind Isotope aller Elemente künstlich hergestellt worden. Die bekannten Isotope der Transurane reichen bereits bis zum Atomgewicht von 256 ($Z = 101$; also 101 Protonen und 250 Neutronen). Siehe Abb. 1.2*).

Auch die Erscheinungen der Radioaktivität werden von dem Kernmodell anschaulich wiedergegeben. Bei der natürlichen (oder künstlichen) Kernumwandlung werden aus dem Kern der Muttersubstanz Partikel emittiert. In der natürlichen Radioaktivität wird die Aussendung von α-Teilchen beobachtet, die man als Helium-Kerne identifiziert hat (2 Protonen und 2 Neutronen), sowie die Ausscheidung von Elektronen (β-Strahlung). Verbleibt der restliche Kern nach der Entsendung solcher Partikel in „angeregtem Zustand", d. h. auf einem höheren Energieniveau als dem Ruhezustand entspricht, so wird durch eine vom Kern ausgehende elektromagnetische Wellenstrahlung, die sog. γ-Strahlung, das Gleichgewicht wieder hergestellt. Eine α-Umwandlung entspricht einer Verminderung der Kernmasse um 4 Nukleonen und einer gleichzeitigen Verminderung der Kernladung um 2 Einheiten. So entsteht aus ${}_{92}U^{238}$ durch α-Zerfall ${}_{90}Th^{234}$. Der β-Zerfall bedarf einer besonderen Erläuterung; da sich im ungestörten Kern keine freien Elektronen befinden, setzt die Aussendung eines

*) Im Juli 1957 wurde die Herstellung des Kernes 102, Nobilium genannt, bekannt gegeben.

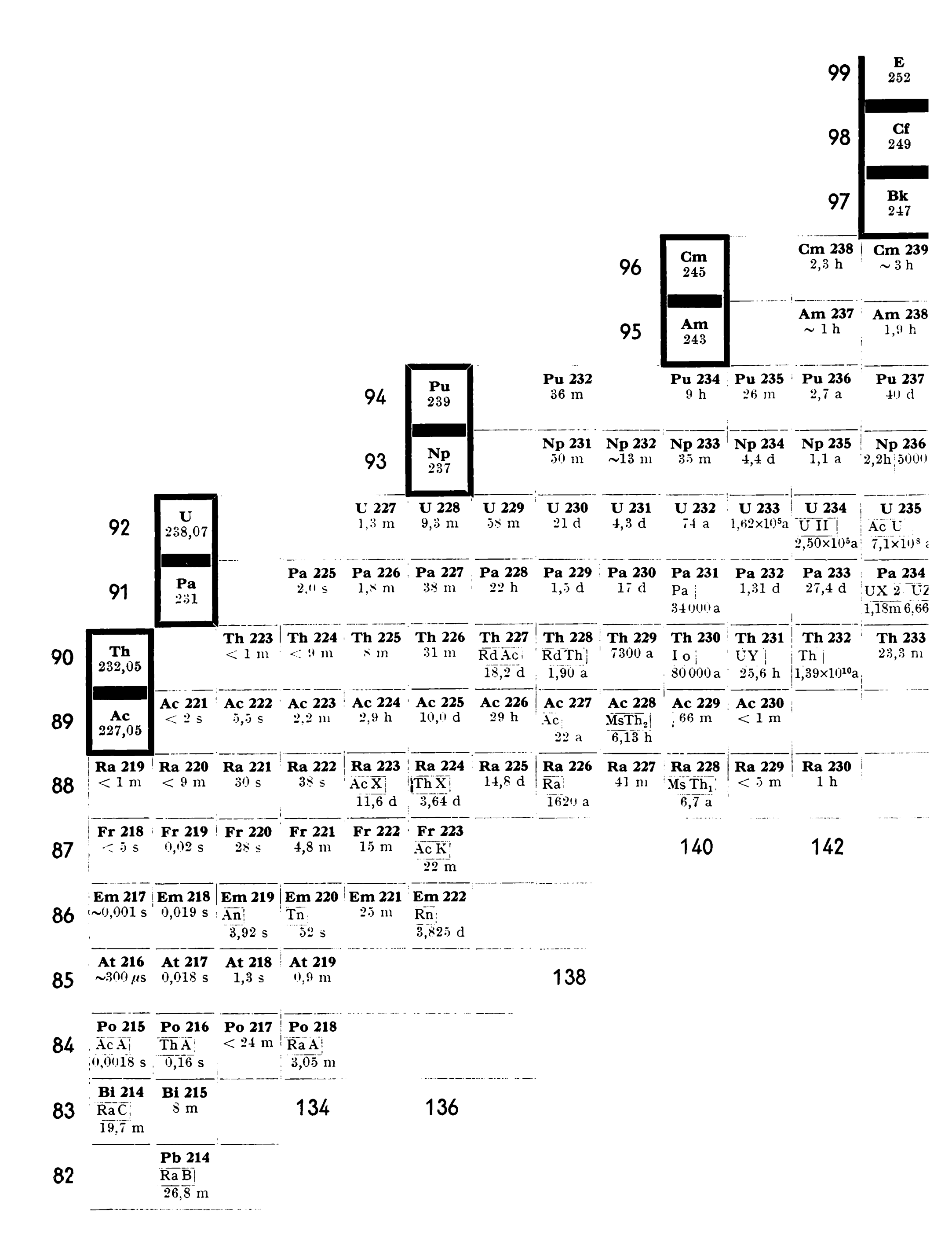
Z		N=113	114	115	116	117	118	119	120	121
86				**Rn** 222			**Em204?** 3 m		**Em 206** 7 m	**Em207** 11 m
85				**At** 211	**At<202** 43 s	**At<203** 1,7 m	**At 203** 7 m	**At 204** ~25 m	**At 205** 25 m	**At 206** 2,6 h
84	**Po** 210	**Po 197?** ~4 m	**Po 198?** ~6 m	**Po 199** ~11 m	**Po 200** ~8 m	**Po 201** 18 m	**Po 202** 56 m	**Po 203** 47 m	**Po 204** 3,8 h	**Po 205** 1,5 h
83	**Bi** 209,00		**Bi<198** 1,7 m	**Bi 198** 7 m	**Bi 199** ~25 m	**Bi 200** 35 m	**Bi 201** 1,0h | ~2h	**Bi 202** 1,6 h	**Bi 203** 12 h	**Bi 204** 12 h
82	**Pb** 207,21			**Pb 197** 42 m	**Pb 198** 2,3 h	**Pb 199** 12m | 1,5h	**Pb 200** 21 h	**Pb 201** 1,0 m | 9 h	**Pb 202** 3,5h | ~10^5a	**Pb 203** 6 s | 52 h

Z	N=122	123	124	125	126	127	128	129	130
88	**Ra** 226,05			**Ra 213** 2,7 m					
87	**Fr** 223			**Fr 212** 19 m					**Fr 217** < 2 s
86	**Em208** 23 m	**Em209** 30 m	**Em210** 2,7 h	**Em211** 16 h	**Em212** 23 m			**Em215** < 1 m	**Em216** < 9 m
85	**At 207** 1,8 h	**At 208** 1,7h | 6h	**At 209** 5,5 h	**At 210** 8,3 h	**At 211** 7,5 h	**At 212** 0,22 s	**At 213** < 2 s	**At 214** < 5 s	**At 215** ~10^{-4} s
84	**Po 206** 9 d	**Po 207** 5,7 h	**Po 208** 2,9 a	**Po 209** ~100 a	**P0 210** RaF 138,40 d	**Po 211** AcC' 25 s | 0,52 s	**Po 212** ThC' 0,30 μ s	**Po 213** 4 μ s	**Po 214** RaC' 160 μ s
83	**Bi 205** 14 d	**Bi 206** 6,4 d	**Bi 207** 8,0 a	**Bi 208**	**Bi 209**	**Bi 210** RaE 2,6x10^6 a	**Bi 211** AcC 2,15 m	**Bi 212** ThC 60,5 m	**Bi 213** 47 m
82	**Pb 204** 68 m	**Pb 205** >10^6 a	**Pb 206**	**Pb 207** 0,80 s	**Pb 208**	**Pb 209** 3,3 h	**Pb 210** RaD 20 a	**Pb 211** AcB 36,1 m	**Pb 212** ThB 10,64 h

Abb. 1.2. Schema der schweren Kerne und Transurane. Anordnung nach *G. Friedländer* und *M. Perlman* (Vertikal ist die Zahl der Elektronen und Protonen aufgetragen, horizontal die Zahl der Neutronen; die Ziffern in den stark umrandeten Quadraten geben das Atomgewicht des natürlichen Vorkommens; die kleinen Ziffern unter der Kurzbezeichnung geben die Halbwertszeit.)

Das Schema am Ende dient zur Erleichterung der Ablesung von Kernumwandlungen, wenn Teilchen vom Kern eingefangen oder ausgestoßen werden.

Für weitere Einzelheiten und vollständige Darstellung aller Kerne siehe die von General Electric herausgegebene Chart of the Nuclides, revidierte Ausgaben 1956 von *J. R. Stehn* und *E. F. Clancy* oder Chart of Atomic Nuclei von *M. L. Pool* und *D. N. Kundu*, Ohio State University, Columbus/Ohio.



99
E 252
98
Cf 249
97
Bk 247
96
Cm 245
Cm 238 2,3 h
Cm 239 ~ 3 h
95
Am 243
Am 237 ~ 1 h
Am 238 1,9 h
94
Pu 239
Pu 232 36 m
Pu 234 9 h
Pu 235 26 m
Pu 236 2,7 a
Pu 237 40 d
93
Np 237
Np 231 50 m
Np 232 ~13 m
Np 233 35 m
Np 234 4,4 d
Np 235 1,1 a
Np 236 2,2h 5000
92
U 238,07
U 227 1,3 m
U 228 9,3 m
U 229 58 m
U 230 21 d
U 231 4,3 d
U 232 74 a
U 233 $1{,}62\times10^{5}$a
U 234 U II $2{,}50\times10^{5}$a
U 235 Ac U $7{,}1\times10^{8}$ a
91
Pa 231
Pa 225 2,0 s
Pa 226 1,8 m
Pa 227 38 m
Pa 228 22 h
Pa 229 1,5 d
Pa 230 17 d
Pa 231 Pa 34000 a
Pa 232 1,31 d
Pa 233 27,4 d
Pa 234 UX 2 UZ 1,18m 6,66
90
Th 232,05
Th 223 < 1 m
Th 224 < 9 m
Th 225 8 m
Th 226 31 m
Th 227 Rd Ac 18,2 d
Th 228 Rd Th 1,90 a
Th 229 7300 a
Th 230 Io 80000 a
Th 231 UY 25,6 h
Th 232 Th $1{,}39\times10^{10}$a
Th 233 23,3 m
89
Ac 227,05
Ac 221 < 2 s
Ac 222 5,5 s
Ac 223 2,2 m
Ac 224 2,9 h
Ac 225 10,0 d
Ac 226 29 h
Ac 227 Ac 22 a
Ac 228 $MsTh_2$ 6,13 h
Ac 229 66 m
Ac 230 < 1 m
88
Ra 219 < 1 m
Ra 220 < 9 m
Ra 221 30 s
Ra 222 38 s
Ra 223 Ac X 11,6 d
Ra 224 Th X 3,64 d
Ra 225 14,8 d
Ra 226 Ra 1620 a
Ra 227 41 m
Ra 228 $MsTh_1$ 6,7 a
Ra 229 < 5 m
Ra 230 1 h
87
Fr 218 < 5 s
Fr 219 0,02 s
Fr 220 28 s
Fr 221 4,8 m
Fr 222 15 m
Fr 223 Ac K 22 m
140
142
86
Em 217 ~0,001 s
Em 218 0,019 s
Em 219 An 3,92 s
Em 220 Tn 52 s
Em 221 25 m
Em 222 Rn 3,825 d
85
At 216 ~300 µs
At 217 0,018 s
At 218 1,3 s
At 219 0,9 m
138
84
Po 215 Ac A 0,0018 s
Po 216 Th A 0,16 s
Po 217 < 24 m
Po 218 Ra A 3,05 m
83
Bi 214 Ra C 19,7 m
Bi 215 8 m
134
136
82
Pb 214 Ra B 26,8 m

Z	144	145	146	147	148	149	150	151	152	153	154	155	156	157
102									**No**					
101									**Mv** 256			**Mv 256** 1 h		
100						**Fm** 253	**Fm 250** 30 m		**Fm 252** 30 h	**Fm 253** 3 d	**Fm 254** 3,4 h	**Fm 255** 20 h	**Fm 256** 3,1 h	
				E 246 kurz	**E 247** 7,3 m		**E 249** 2 h		**E 251** 1,5 d	**E 252** ~ 150 d	**E 253** 20 d	**E 254** 37h | ~1a	**E 255** ~ 30 d	**E 256** kurz
			Cf 244 25 m	**Cf 245** 44 m	**Cf 246** 36 h	**Cf 247** 2,5 h	**Cf 248** 225 d	**Cf 249** 500 a	**Cf 250** 10 a	**Cf 251** ~ 700 a	**Cf 252** 2,2 a	**Cf 253** 18 d	**Cf 254** 70 d	
			Bk 243 4,5 h	**Bk 244** 4,4 h	**Bk 245** 5,0 d	**Bk 246** 1,8 d	**Bk 247** 7000 a	**Bk 248** ~ 18 h	**Bk 249** 290 d	**Bk 250** 3,1 h				
	Cm 240 27 d	**Cm 241** 35 d	**Cm 242** 163 d	**Cm 243** 35 a	**Cm 244** 18 a	**Cm 245** 11000 a	**Cm 246** 4000 a	**Cm 247** >> 1 a	**Cm 248** 4x10⁵ a	**Cm 249** kurz				
	Am 239 12 h	**Am 240** 47 h	**Am 241** 470 a	**Am 242** 1,60h | ~100a	**Am 243** ~ 8000 a	**Am 244** 26 m	**Am 245** 2,0 h	**Am 246** 25 m						
	Pu 238 90 a	**Pu 239** 24300 a	**Pu 240** 6600 a	**Pu 241** 13 a	**Pu 242** 3,8×10⁵ a	**Pu 243** 5,0 h	**Pu 244** 8x10⁷ a	**Pu 245** 11 h	**Pu 246** 11 d					
	Np 237 2,2×10⁶ a	**Np 238** 2,10 d	**Np 239** 2,33 d	**Np 240** 7,3m | 60m										
	U 236 2,39×10⁷ a	**U 237** 6,75 d	**U 238** U I 4,51×10⁹ a	**U 239** 23,5 m	**U 240** 14 h									
	Pa 235 24 m		**Pa 237** 10 m											
	Th 234 UX₁ 24,10 d	**Th 235** < 5 m												

				α ein
	β⁻ aus	p ein	d ein	H³ ein
	n aus	Original Kern	n ein	
H³ aus	d aus	p aus	β⁺ aus K-Einfang	
α aus				

Elektrons die im Kern vor sich gehende Umwandlung eines Neutrons in ein Proton voraus. Durch den β-Zerfall wird die Zahl der Nukleonen nicht geändert, die elektrische Ladung wird aber um eine Einheit erhöht: aus $_{90}Th^{234}$ wird im β-Zerfall $_{91}Pa^{234}$. Die beiden hier zitierten natürlichen Umwandlungen (die ersten Glieder der sog. Zerfallskette des Urans) werden von γ-Strahlung begleitet; dies ist aus dem oben angeführten Grunde der Rückführung in den Grundzustand erforderlich. Aus Gründen der Energiebilanz geht ferner mit der β-Strahlung die Aussendung eines ungeladenen fast masselosen Teilchens einher: die Neutrino-Emission. Das Neutrino übernimmt als Bewegungsenergie etwa $^2/_3$ der in der β-Emission freiwerdenden Energie*).

Eine Reihe von Erfahrungen spricht dafür, sich den Kern in ähnlicher Weise aus Energie-Niveaus oder -Schalen zusammengesetzt zu denken wie die äußere Elektronen-Hülle, denn gewisse Kombinationen von Neutronen und Protonen sind durch besondere Stabilität ausgezeichnet. Für gleiche Werte von N und Z (gleich 2 oder 8 oder 20) besteht erhöhte Stabilität; es sind dies der Heliumkern oder das α-Partikel, ferner Sauerstoff 16 und Kalzium 40. Besondere Stabilität ist auch festgestellt für 50 und 82 Protonen oder Neutronen sowie für 126 Neutronen. So enden z. B. die Zerfallsketten der natürlichen Radioaktivität bei $_{82}Pb^{208}$ und $_{83}Bi^{209}$, die beide 126 Neutronen besitzen. Alle natürlich vorkommenden Elemente mit einer Protonenzahl über 83 sind radioaktiv. Kerne mit $50 + 1$ Neutronen (Kr 87) oder mit $82 + 1$ Neutronen (Xe 137) sind so instabil, daß sie das zusätzliche Neutron schon bei sehr kleiner Anregung wieder verlieren. Umgekehrt, ist es unmöglich, ein stabiles Isotop aus $_2He^4$ durch Hinzufügen eines Neutrons oder Protons zu bilden; die Kerne $_2He^5$ oder $_3Li^5$ bestehen nicht**).

Das Schalen-Modell des Atomkerns befriedigt nicht in allen Fällen, deshalb wird zur Veranschaulichung oft das Bild eines Flüssigkeitstropfens herangezogen. Die Nukleonen des Kerns, die alle von gleicher Dichte sind und sich nur durch die Ladung unterscheiden, verhalten sich wie die Moleküle eines Tröpfchens. Dies gilt besonders für Kerne mit vielen Nukleonen. Dem angeregten oder energiereicheren Zustand entspricht die Vorstellung einer erhöhten Temperatur. Im Flüssigkeits-Tropfen bewegen sich die Moleküle heftiger mit steigender Temperatur bis im Verdampfungsvorgang einige aus der Oberfläche ausgestoßen werden. In diesem Sinne spricht man von der Temperatur der Nukleonen im Kern. Wird ein solcher Prozeß z. B. im Innern der Sterne oder in atomaren Explosionen eingeleitet, dann kann die überschüssige Kernenergie (überschüssig im Vergleich zum Grundzustand) durch die „Verdampfung" eines oder mehrerer Nukleonen aufgezehrt werden. Die Wahrscheinlichkeit solcher Nukleonen-Ausscheidung läßt sich in

---

*) Die bisher nur aus dem Energiespektrum des β-Zerfalls abgeleitete Existenz des Neutrino wurde durch *F. Reines* und *C. L. Cowan* durch Beobachtung der inversen β-Reaktion: Neutrino + Proton = Neutron + Positron erwiesen (1956).

**) Die Halbwertszeiten dieser künstlich erzeugten Kerne sind von der Größenordnung 10^{-21} sec.

Analogie zur Verdampfung eines Flüssigkeits-Tropfens behandeln. Auf dieses Modell wird bei Besprechung der Kernspaltung noch zurückzukommen sein.

Eine eingehendere Vorstellung von den Kräften, welche die Nukleonen im Kern zusammenhalten, wird durch die Mesonen-Theorie von *H. Yukawa* (1935) vermittelt. Hiernach stehen zwei benachbarte Nukleonen mit einander in Wechselwirkung durch die Entsendung und Wiederaufnahme eines „Meson" genannten Teilchens. Dieser Vorgang spielt sich in Entfernungen von 10^{-13} cm ab. Das Meson kann positive oder negative Ladung haben oder ungeladen sein, seine Masse ist wesentlich kleiner als die der Nukleonen und etwa 270 mal so groß wie die Elektronen-Masse. Die Theorie von *Yukawa* wurde glänzend bestätigt durch die Auffindung dieser Mesonen in der natürlichen Höhenstrahlung (1936) und ihre künstliche Erzeugung (1948). Das von *Yukawa* errechnete Potential der Mesonen-Anziehung zwischen den Nukleonen hängt außer von der Mesonen-Masse von der Frequenz des Austausches ab. In der Wechselwirkung zwischen Proton und Neutron tragen die Mesonen teils positive teils negative Ladung. Diese Reaktionen konnten weitgehend experimentell geprüft werden und bilden einen wesentlichen Teil der heutigen Kenntnisse von der Kern-Struktur.

Aus der Streuung von α-Strahlen hatte *Rutherford* auf die Größe der Atomkerne geschlossen. Die Annahme einer dichten Packung der Nukleonen im Kern und die ebenso berechtigte Annahme gleicher Dichte*) für alle Nukleonen erlaubt den Schluß, daß der Kernradius der dritten Wurzel aus der Nukleonen-Zahl proportional ist:

$$R = R_0 \cdot A^{1/3}\,\text{cm}.$$

Diese Abhängigkeit ist durch verfeinerte Messungen insbesondere durch Neutronen-Streuung in weiten Bereichen bestätigt. Die Messungen ergeben für R_0 einen Wert von $1{,}45 \cdot 10^{-13}$ cm. Messungen mit energiereichen Elektronen an schweren Elementen ergeben $R_0 = 1{,}1 \cdot 10^{-13}$ cm. Dieser Unterschied wird damit erklärt, daß die elastisch reflektierten Neutronen im wesentlichen mit der Kernoberfläche reagieren, während auf die Elektronen die gesamte Ladungsverteilung der Protonen einwirkt. Im allgemeinen rechnet man z. Zt. mit $R_0 = 1{,}5 \cdot 10^{-13}$ cm; die erwähnte Unsicherheit fällt nicht ins Gewicht, da es ohnehin nicht möglich ist, eine scharfe Begrenzung eines Atomkerns vorzunehmen bzw. anzugeben.

Die Veränderungen in der Struktur eines Atomkerns und die verschiedenen dem Kern eigentümlichen Energieniveaus werden vornehmlich aus der von *Einstein* geforderten Äquivalenz von Masse und Energie bestimmt. Analog zur klassischen Definition der Bewegungsenergie als proportional zur Masse und zum Quadrat der Geschwindigkeit stellte *Einstein* die Beziehung auf

$$E = m\,c^2$$

*) In erster Annäherung ist die Dichte im ganzen periodischen System konstant 10^{14} g/cm³; schwere Atome haben evtl. eine größere Dichte.

(wo c die Lichtgeschwindigkeit bedeutet). Diese theoretisch abgeleitete Bedingung ist durch die mit der Kernspaltung in die Breite gewachsene experimentelle Kernphysik vielfältig bestätigt; sie gehört heute zum Grundbestand der Physik. Die Gleichung besagt beispielsweise, daß in einem atomaren Prozeß nur so viel Masse aufgelöst werden kann, als in Strahlungs- oder Bewegungs-Energie in dem betr. Prozeß in Erscheinung tritt. Die Anwendung dieses Gesetzes auf den erwähnten β-Zerfall, bei dem die Energie der freiwerdenden Elektronen hinter dem Massenschwund zurückbleibt, hat zur Entdeckung des Neutrino geführt. Oder in allgemeiner Anwendung: der gesamte Energieinhalt eines Systems, z. B. eines Atomkerns wird durch seine Masse bestimmt. Für in langsamer Bewegung befindliche Körper gilt als Masse die sogenannte Ruh-Masse (m_0) bei der Geschwindigkeit v gleich Null, für schnell bewegte Körper (v in der Nähe der Lichtgeschwindigkeit) ist:

$$m = \frac{m_0}{\sqrt{1 - \frac{v^2}{c^2}}} .$$

In der Atom-Physik hat man sich angewöhnt, die Energie in Elektronen-Volt (eV) zu messen, d. h. in Einheiten derjenigen Energie, die notwendig ist, um ein Elektron entgegen der Potentialdifferenz von 1 Volt zu bewegen. Diese Einheit der Energie ist nach der Definition:

$$E\,(\mathrm{eV}) = 1\ \text{Volt} \cdot \text{Elektronenladung} = 1{,}6 \cdot 10^{-19}\ \text{Joule} = 1{,}6 \cdot 10^{-12}\ \text{erg}$$

$$\text{oder} \qquad 1\ \text{MeV} = 1{,}6 \cdot 10^{-6}\ \text{erg}.$$

Durch Anwendung der *Einstein*schen Formel für die Äquivalenz von Masse und Energie finden wir den Übergang zur Rechnung in atomaren Masseneinheiten:

Aus dem Atomgewicht A und der Zahl der Atome je Mol (der *Lohschmidt*schen Zahl) ergibt sich die Masse je Atom zu

$$\frac{A}{6{,}023 \cdot 10^{23}} = A \cdot 1{,}66 \cdot 10^{-24}\ \text{gramm}.$$

Der Einheit des Atomgewichts entspricht also die Energie:

$$1{,}66 \cdot 10^{-24}\ \text{gramm} \cdot (\text{Lichtgeschwindigkeit})^2 = 14{,}93 \cdot 10^{-4}\ \text{erg}.$$

Hieraus ergibt sich die gesuchte Umrechnung:

$$1\ \text{atom. Masseneinheit} = \frac{14{,}93 \cdot 10^{-4}}{1{,}6 \cdot 10^{-6}} = 931\ \text{MeV}.$$

Die Anwendung der *Einstein*schen Äquivalenz-Formel erlaubt des weiteren einen Rückschluß auf die den Atomkern zusammenhaltende Bindungsenergie. Sowohl die Vorstellung des Atomkerns als physikalisch analog einem Flüssigkeitstropfen als auch die erwähnte Mesonen-Wechselwirkung zwischen den Nukleonen des Kerns vermitteln den Begriff einer den Kern zusammenhaltenden Energie. Infolgedessen muß die Masse eines fertig aufgebauten Atomkerns um das Massen-Äquivalent dieser Energie kleiner sein als die Summe der Einzel-Massen der zum Kernaufbau nötigen Nukleonen. Man bezeichnet diesen Unterschied als Massendefekt. Dieser Massen-

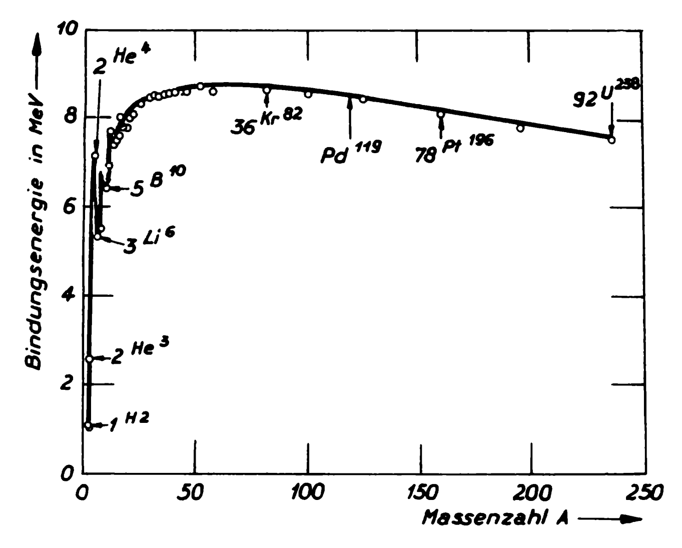


Abb. 1.3. Mittlere Bindungsenergie je Nukleon (nach *R. E. Lapp* und *H. L. Andrews*).

defekt bzw. die diesem entsprechende Energie wird also aus dem Vergleich der Atom-Massen mit der Summe der Massen der zum Atombau notwendigen Nukleonen bestimmt. Die Natur der den Kern zusammenhaltenden Kräfte ist noch nicht vollständig erforscht. Die Kern-Nukleonen werden jedenfalls sehr fest zusammengepreßt, was durch die hohe Dichte des Kerns bewiesen wird. Auch müssen die bindenden Kräfte so groß sein, daß die abstoßende Wirkung der Protonen-Ladung übertroffen wird. Die Abb. 1.3 zeigt die mittlere Bindungsenergie je Kern-Nukleon als Funktion der Massenzahl A. Die mittlere Bindungsenergie je Nukleon liegt zwischen 6 und 9 MeV mit Ausnahme bestimmter sehr leichter Kerne. Das Maximum liegt bei etwa 8,8 MeV bei Eisen ($A = 55$). Auf der Seite der leichten Kerne

sind Unregelmäßigkeiten zu bemerken: die Bindungsenergien von He4, Be8, C12 und O16 sind besonders groß (Siehe Abb. 1.4).

Für Kerne oberhalb der Massenzahl 15 läßt sich der Verlauf der Bindungsenergie (BE) durch eine empirische Formel ausdrücken, die auf *von Weizsäcker* zurückgeht und seitdem mehrfach modifiziert wurde:

$$BE = 14{,}0\,A - 13{,}05\,A^{2/3} - 19{,}3\,\frac{(A - 2\,Z)^2}{A} - 0{,}585\,\frac{Z^2}{A^{1/3}} \frac{+}{0} \frac{33}{A^{3/4}}\ (\mathrm{MeV}).$$

Die ersten drei Glieder entsprechen Nahewirkungskräften. Das erste Glied gibt die gegenseitige Anziehung der Nukleonen im Kern wieder; sie ist proportional der Zahl der Nukleonen-Paare und somit proportional der

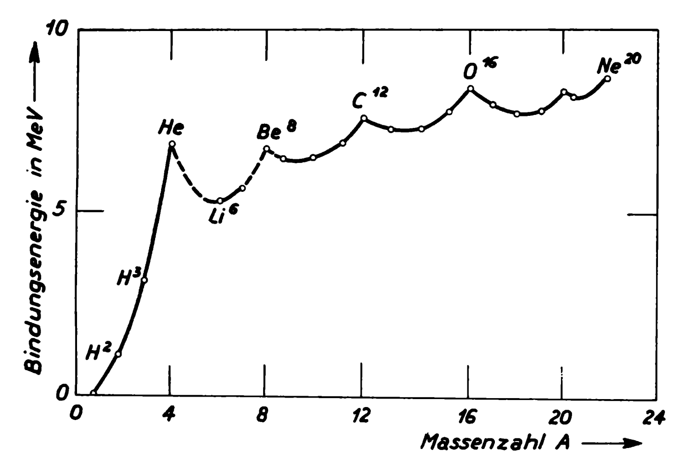


Abb. 1.4. Mittlere Bindungsenergie je Nukleon der leichten Kerne (nach *R. S. Shankland*).

Masse oder proportional A. Die beiden folgenden Glieder sind Korrekturen. Der zweite Summand ist proportional der Oberfläche des Kerns, er soll angeben, um wieviel die Nukleonen an der Oberfläche leichter gebunden sind als die im Innern des Kerns befindlichen, denn die außen liegenden Nukleonen werden nicht allseitig von den Wechselkräften erfaßt. Der Faktor $A^{2/3}$ entsteht durch Benutzung der erwähnten Beziehung $R = 1{,}5 \cdot 10^{-13}\,A^{1/3}$ für den Kernradius. Das dritte Glied behandelt den Einfluß des Zahlenverhältnisses der $(A - Z)$ Neutronen zu den Z Protonen (unabhängig von Ladungseffekten und dem erwähnten Oberflächeneffekt). Ein Überschuß einer der beiden Nukleonen-Arten (siehe Abb. 1.1) entspricht geringer Bindung, da Kerne mit gleicher Neutronen- und Protonen-Zahl $(Z = A/2)$ besonders stabil sind. Der Faktor $(A - 2\,Z)^2/A$ soll diesen Ein-

fluß wiedergeben. Das vierte Glied stellt die *Coulomb*-Kräfte der sich abstoßenden Protonen-Ladungen in Rechnung. Jedes Ladungspaar stößt sich mit e^2/r^2 ab; die gesamte Ladungsenergie einer Kugel vom Radius R mit Z Ladungen ist $^3/_5 \cdot Z^2e^2/R$. Mit der erwähnten Beziehung für R wird daraus die Proportionalität zu $Z^2/A^{1/3}$. Das letzte Glied ist ein Korrekturfaktor um den verschieden gerichteten Spin der Nukleonen (die Rotation der einzelnen Nukleonen um die eigene Achse) zu berücksichtigen. Es gilt die Tab. 1.2 zu entnehmende Vorzeichenregel:

Vorzeichen	Protonenzahl (Z)	Neutronenzahl (A—Z)
+	gerade	gerade
—	ungerade	ungerade
0	verschieden	

Tab. 1.2. Vorzeichenregel.

Von *Fermi* und anderen*) ist diese Darstellung der Bindungsenergie verfeinert worden; die Ergebnisse sind tabelliert, u. a. für Massenzahlen von 15 bis 249 (von *N. Metropolis*, Table of Atomic Masses, Chicago 1948, Institute of Nuclear Studies, ferner von *J. S. Smart* in Phys. Rev. Bd. **76**, S. 439, 1949). In diesen Tabellen wird nicht die Bindungsenergie, sondern die Gesamt-Kernmasse angegeben (Summe der Nukleonen-Einzel-Masse minus Bindungsenergie). Bei Verwendung atomarer Masseneinheiten ergibt sich dafür folgende Formel:

$$M = f\,(A, Z)$$
$$= 1{,}01464A + 0{,}014A^{2/3} - 0{,}041905\,Z_A + \frac{0{,}041905}{Z_A}\,(Z - Z_A)^2 + \lambda\frac{0{,}036}{A^{3/4}},$$

worin gilt $$Z_A = \frac{A}{1{,}980670 + 0{,}0149624\,A^{2/3}}$$

und $$\lambda = +\,1 \text{ für } A \text{ gerade, } Z \text{ ungerade}$$
$$= -\,1 \text{ für } A \text{ gerade, } Z \text{ gerade}$$
$$= \,0 \text{ für } A \text{ ungerade}$$

Aus der Kurve der Bindungsenergie (Abb. 1.1) kann man die je Nukleon freiwerdende Energie einer Kernumwandlung ablesen, indem man die Differenz zwischen der BE vom Anfangs- und Endprodukt bildet. Die Kurve

*) Siehe hierzu: *Norman F. Ramsay*, Nuclear Two Body Problems and Elements of Nuclear Structure, ferner *P. Morrisson*, A Survy of Nuclear Reactions, beide in *E. Segré*: Experimental Nuclear Physics, Bd. I bzw. Bd. II 1952/53.

zeigt, daß es zwei Arten von Energiegewinnung gibt: durch Kern-Abbau oder Spaltung und durch Kern-Aufbau. Beispielsweise wird bei einer Uran-Spaltung etwas weniger als 1 MeV je Nukleon frei (je Kern etwa 200 MeV), während beim erzwungenen Aufbau des Heliums aus Wasserstoff je Nukleon 7 MeV entstehen. Bekanntlich ist es bisher noch nicht gelungen, diese energiereichste Reaktion in technisch kontrollierbarem System zu erzeugen, da zu ihrer Einleitung Temperaturen erforderlich sind, die bisher nur mittels der Bombe erreichbar waren.

Hiermit soll auf ein wichtiges Faktum verwiesen werden, nämlich daß zur Einleitung der Prozesse der Kernumwandlungen im allgemeinen die Zufuhr von Energie erforderlich ist. Die spontan einsetzenden Umwandlungen sind diejenigen, die man als natürliche Radioaktivität beschreibt. Es ist bisher noch nicht gelungen, den Zerfallsprozeß eines radioaktiven Stoffes zu beeinflussen; es hat den Anschein, als ob diese Zerfallsvorgänge, die beispielsweise durch die Halbwertszeit gekennzeichnet sind, eine dem betr. Kern eigentümliche Konstante sind.

Das Verständnis für die durch äußereEinwirkung zustande gebrachten Kernumwandlungen wird erleichtert, wenn man zu dem Bilde der dem Kern zugeordneten Energie-Zustände zurückkehrt. Trägt man als Abszisse den Abstand von der Kernmitte auf und als Ordinate die Energie der Nukleonen, so entspricht der ungestörte Kern dem Bilde eines „Topfes“, in dem die Nukleonen „kochen“, d. h. sich mit der diesem Energie-Niveau eigentümlichen Temperatur-Bewegung gegeneinander bewegen. Auf niederem Energie-Niveau bleiben alle Nukleonen im Innern des Topfes, sie können die ihnen durch die Kernkräfte gesetzte Barriere nicht überwinden. Nach der Quanten-Theorie besteht trotzdem eine endliche Wahrscheinlichkeit, daß geladene Partikel gewisser Energie diese Barriere überwinden, diese durchstoßen wie durch einen Tunnel das Hindernis. Allerdings ist die Wahrscheinlichkeit hierfür zuerst Null und dann sehr klein für Teilchen kleiner Energie. Mit zunehmender Energie aber wächst die Wahrscheinlichkeit, daß Nukleonen dem Kern-Rest entkommen, indem sie — bildlich gesprochen — überkochen.

Dieser Vorstellung entspricht, daß es für geladene Teilchen erheblich schwerer ist mit dem Kern in Wechselwirkung zu kommen als für ungeladene Neutronen. Den von außen an den Kern herangeführten Protonen oder α-Teilchen steht die abstoßende Wirkung der Protonenladung entgegen, die für diese Teilchen eine erhöhte Potential-Barriere aufbaut. Die Höhe der Potential-Barriere ist angenähert proportional der Ladungszahl Z und umgekehrt proportional dem Kernradius, d. h. angenähert proportional $Z^{2/3}$, da R prop. $A^{1/3}$ und nahezu prop. $Z^{1/3}$. Bei den schweren Elementen ist die Barriere für Protonen etwa 15 MeV und für α-Teilchen etwa 30 MeV. Wegen dieser Schwelle war es nötig, für die Untersuchung der Kernreaktionen *geladener* Teilchen Beschleunigungs-Maschinen zu entwickeln, die diesen Teilchen Energien vom Vielfachen der Potential-Barriere verleihen.

Andererseits können Neutronen als ungeladene Partikel viel leichter zur Kernreaktion kommen. Wir haben es in erster Linie hier nur mit dieser Neutronen-Reaktion zu tun. Auch Neutronen von niedriger Energie reagieren mit den schwersten Kernen.

Die für unsere Betrachtung wichtigste Reaktion, die Kern-Spaltung, kann nicht ohne eine Energie-Zufuhr erfolgen abgesehen von sehr seltenen spontanen Spaltungen. In der einfachsten Form der Reaktion besteht diese Energie-Zufuhr in der Aufnahme eines Neutrons in den Kern des zu spaltenden Atoms. Es entsteht ein sogenannter Zwischenkern, der um ein Neutron reicher ist als der ursprüngliche Kern. Er ist darum in gewisser Weise unstabil. Ist die mit der Aufnahme des Neutrons verbundene Energiezufuhr ausreichend, so kommt es zur Spaltung. Ist aber diese Bindungsenergie kleiner als eine je nach Atomart verschiedene Schwelle, dann muß das an-

	Bindungs-Energie für angelagertes Neutron MeV	Kritische Energie der Spaltung MeV	Z^2/A
Th 232	5,4	7,5	34,9
U 238	5,3	7,1	35,5
U 235	6,8	6,5	36,0
U 233	7,0	6,0	36,4
Pu 239	6,6	5,0	37,0

Tab. 1.3. Bindungs- und Spaltungsenergie.

regende Neutron noch zusätzliche Bewegungsenergie mitbringen, sonst kommt es nur zu einer Kern-Reaktion ohne Spaltung. Uran 235 spaltet mit langsamen, sogenannten thermischen Neutronen, während bei U 238 die bei Einfang eines Neutrons freiwerdende Bindungsenergie mit 5,31 MeV unter der für die Spaltung notwendigen Anregung in der Nähe von 7,1 MeV bleibt. Ein Neutron, das U 238 spalten soll, muß also genug kinetische Energie mitbringen. (Siehe auch Tab. 1.3.) Wir werden später sehen, daß dieser Prozeß verhältnismäßig selten ist; viele auch der schnellen Neutronen werden zwar vom Kern des U 238 eingefangen, wegen ihrer zu kleinen Energie kommt es aber zu keiner Spaltung, sondern nur zur Bildung von U 239. Mit U 239 und Th 232 ist es nicht möglich, eine sich selbst unterhaltende Kettenreaktion zu erzeugen.

Die Modell-Vorstellung vom Kern als Flüssigkeitströpfchen kommt diesen Tatsachen sehr entgegen. Man denkt an Vorgänge wie beim Zerspringen eines elektrisch geladenen Quecksilber-Tröpfchens oder genauer an die Vibration eines Flüssigkeitstropfens. Die Gleichung der Bindungsenergie wird auf den Ausgangskern und auf seine beiden mutmaßlichen Spaltprodukte

angewendet. Bei der Differenz-Bildung heben sich die linearen Terme auf, und man erkennt, daß die Energiedifferenz im wesentlichen von den Oberflächenkräften (2. Glied) und der *Coulomb*-Kraft (4. Glied) abhängt. Die in der Nukleonen-Flüssigkeit des Kerninnern befindlichen Nukleonen sind durch das eingefangene Neutron so stark angeregt, daß die Oberflächenkräfte so weit überwunden werden, daß das Kerntröpfchen immer mehr deformiert wird, bis die *Coulomb*-Energie der Ladungen die Trümmer auseinanderreißen kann.

Schon mit einer einfachen, auf derartige (klassische) Überlegungen aufgebauten Theorie läßt sich die Kernspaltung und Radioaktivität für große Z prinzipiell, wenn auch nicht quantitativ, ableiten. Der Gedankengang dieser Überlegung ist folgender. Unter Annahme, daß die Kerndichte von Element zu Element nicht variiert, setzen wir mit *Bohr* und *Wheeler* die Spaltungsenergie

$$E = E_0 \, \xi$$

wo E_0 die Oberflächen-Energie bedeutet und

$$\xi = \mathrm{f}\left(\frac{Z^2/A}{\lim Z^2/A}\right)$$

einen Formfaktor darstellt.

Der Grenzwert im Nenner bezieht sich auf einen hypothetischen, überschweren Kern, der schon durch eine kleinste Störung, gewissermaßen spontan gespalten wird. Der ganze Bruch steht in Beziehung zur jeweils kriti-

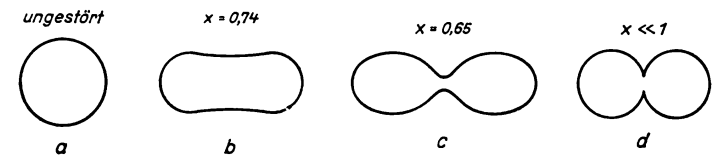


Abb. 1.5. Kritische Gleichgewichtszustände von Atom-Kernen. $x = \frac{Z^2/A}{\lim Z^2/A} = 2{,}09 \cdot 10^{-2} \, Z^2/A$

	Z	A	Z^2/A	X
Ca	20	40	10	0,21
Zr	40	90	17,8	0,37

	Z	A	Z^2/A	X
Po	84	210	33,6	0,71
U	92	235	36,0	0,75

schen Form des Tröpfchen-Modells. Siehe Abb. 1.5, in der mit einem Wert von 47,8 für lim Z^2/A gerechnet ist, wie er sich aus den Versuchsergebnissen an Uran-Isotopen ergibt. Aus der klassischen Rechnung mit den Werten der Gleichung für die Bindungs-Energie erhält man 45,0. Die Abbildung erläutert, daß stabile Kerne, wie z. B. Kalzium oder Zirkon, erheblich deformiert werden müßten, stärker noch als die Hantelform c, ehe man zu einer

Spaltung kommen könnte. Andererseits genügt bei Uran schon eine relativ geringe Abplattung nach b, um den kritischen Zustand herbeizuführen.

Das Tröpfchen-Modell ist wegen dieser anschaulichen Ableitung sehr wertvoll, aber es befriedigt nicht in quantitativer Beziehung. So wird die beobachtete Unsymetrie (siehe Abb. 1.6) der Massenverteilung der Spalt-

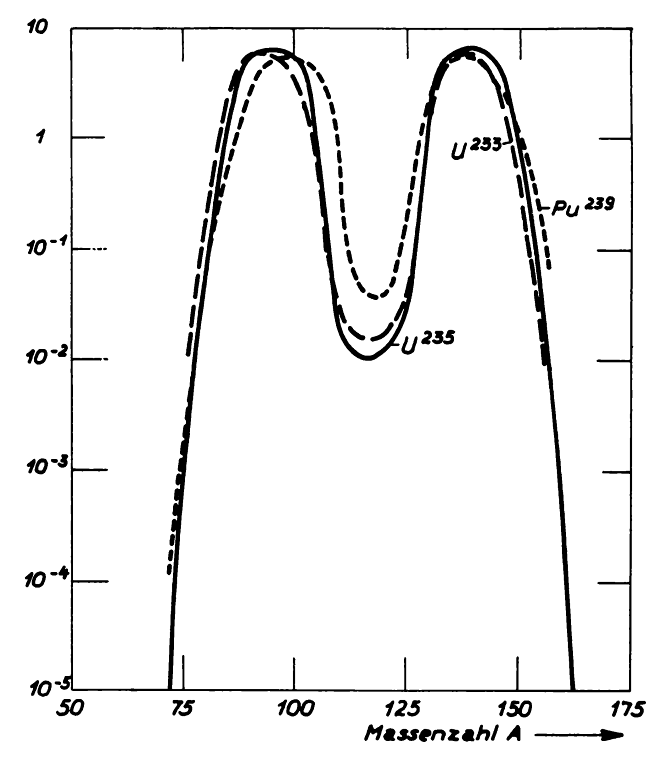


Abb. 1.6. Anteilige Massenverteilung der Spaltprodukte (in logarithmischer Darstellung).

produkte nicht wiedergegeben. Die Tatsache, daß das Maximum dieser Ausbeute-Kurven nicht bei der halben Massenzahl liegt, ist von der allgemeinen Theorie noch nicht geklärt. Es hat daher nicht an Abwandlungen der Modell-Vorstellung gefehlt, die entweder der „Kernflüssigkeit" spezielle Eigenschaften oder Inhomogenitäten zuschreiben, oder die wie ein von *Wheeler* berichtetes Modell doppelte Einschnürungen für den kritischen Zustand vorsehen (Abb. 1.7). Dieses Modell bedeutet allerdings, daß das schwerere Bruchstück in stark angeregtem Zustand — weil stark deformiert — zurückbliebe; was aber der Erfahrung widerspricht, da gerade von leichten Bruchstücken mehr sekundäre Neutronen emittiert werden.

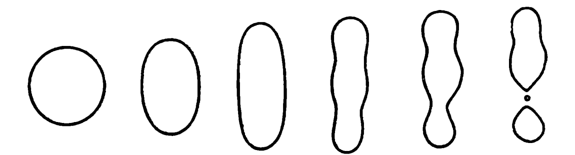


Abb. 1.7. Tropfenmodell nach *J. A. Wheeler*.

Die Untersuchungen über die Massenverteilung der Spaltprodukte sind früh und auch in Deutschland gemacht worden, z. B. von *Jentschke* *) schon 1941 mit großer Genauigkeit. Die Kurven für Uran und Thorium sind einander ähnlich, während andere Kernspaltungen, wie z. B. Wismut 209 mit Deuteronen eine symetrische Massen-Ausbeute ergeben. (Siehe Abb. 1.8.)

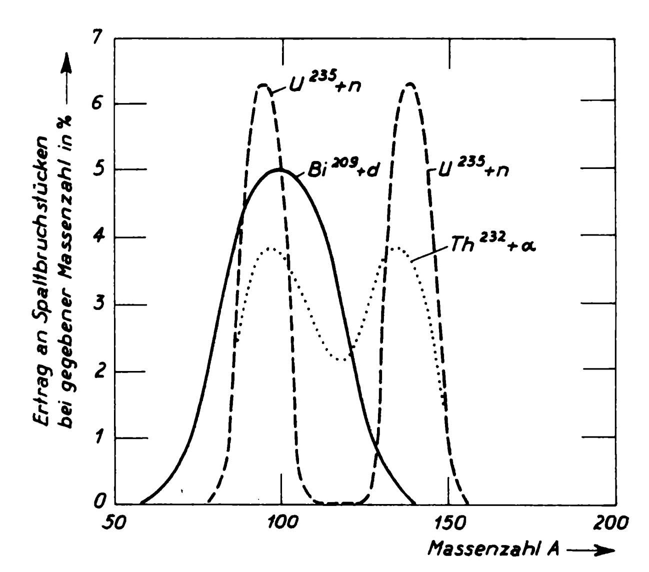


Abb. 1.8. Massenverteilung der Spaltprodukte von Th und Bi im Vergleich zu U, in linearer Darstellung; (nach *Segré*).

Statt durch Neutronen kann die Spaltung von Uran und Thorium auch durch Protonen, Deuteronen, α-Teilchen und durch γ- bzw. *Röntgen*-Strahlung mäßiger Energie hervorgerufen werden.

Für U 232, U 233, U 235, Pu 239, Am 241 und Am 242 genügen thermische Neutronen zur Spaltung; sie sind auch mit schnelleren Neutronen spaltbar. Die Spaltung von Th 232, Pa 231, U 238 gelingt nur mit schnellen

*) Z. Phys. **120**, 165 (1943).

Neutronen. Mit stärkeren Energien (von 50 bis 450 MeV) sind auch Wismut, Blei, Gold, Tantal und einige seltene Erden spaltbar. Neuerdings wurden auch leichtere Elemente z. B. Cu mit Protonenenergien über 50 MeV künstlich gespalten.

Bei einem Bombardement mit Energien über 100 MeV kann der betroffene Kern so weit angeregt werden, daß statt einer Spaltung in zwei Teile*) zahlreiche Bruchstücke erzeugt werden. Dieser Vorgang setzt sich möglicherweise aus einzelnen Reaktionen zusammen, die von der Größe des betreffenden Kerns und der Flugrichtung des auslösenden Teilchens abhängen. Auch spielt die mögliche Dauer einer Reaktion eine gewisse Rolle, denn

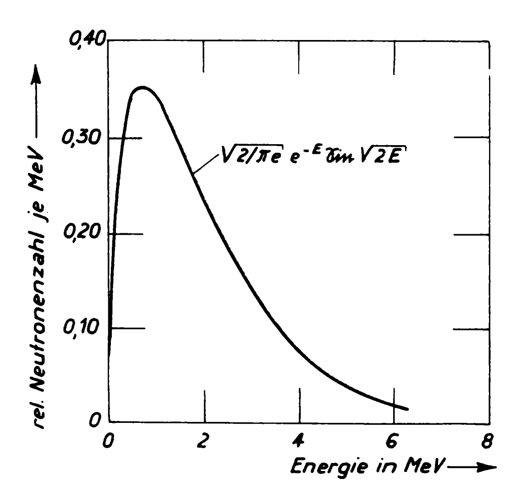


Abb. 1.9. Energieverteilung der Spaltungsneutronen.

ein Neutron einer Energie über 100 MeV hat im Kern eine mittlere freie Weglänge von der Größenordnung des Kerndurchmessers. Es besteht also die Möglichkeit, daß das Neutron den Kern durchquert, ohne mit dem Kern zu reagieren. Auch kann das auftreffende Neutron nur einen Teil seiner Energie an den Kern abgeben und trotzdem so viel Bewegungsenergie behalten, um den Kern wieder verlassen zu können.

Bei der Kernspaltung werden zugleich mit der Bildung der Bruchstücke auch Neutronen frei. Diese Neutronen sind es, die eine Kettenreaktion der sich selbst unterhaltenden kontinuierlichen Spaltung ermöglichen. Die bei der Spaltung entstehenden Neutronen haben im Mittel eine hohe kinetische Energie von etwa 2 MeV; die Energieverteilung bedeckt den Bereich von weniger als 0,1 MeV bis etwa 10 MeV (siehe Abb. 1.9). Die Beachtung der

---

*) Auch bei der thermischen Spaltung des U 235 werden gelegentlich 3 Bruchstücke beobachtet, aber mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit.

Neutronenenergie ist wichtig. Wie aus Tab. 1.3 hervorgeht, kann die Spaltung von U 238 nur mit Neutronen erfolgen, die genug Bewegungsenergie mitbringen. Für die Spaltung von U 235 genügt dagegen die Bindungsenergie des angelagerten Neutrons. Die Erkenntnis solcher Unterschiede hat schon früh dazu geführt, die Neutronenreaktionen in Bezug auf die Abhängigkeit der Bewegungsenergie der Neutronen zu untersuchen. Man bestimmt die Wahrscheinlichkeit der verschiedenen möglichen Prozesse, z. B. Absorption, Streuung, Spaltung usw. Man hat sich daran gewöhnt diese Wahrscheinlichkeit in der Form von Wirkungsquerschnitten anzugeben, indem man von der Vorstellung ausgeht, daß dem getroffenen Atomkern je nach der Geschwindigkeit des begegnenden Neutrons ein anderer Wirkungsbereich zuzuschreiben ist. Als praktische Einheit der Wirkungsquerschnitte dient 10^{-24} cm^2, diese Größe wird mit „barn" bezeichnet. Dieser amerikanische Ausdruck, der Scheune oder Tenne bedeutet, wurde gewählt, weil einige Absorptionsquerschnitte im Vergleich zum geometrischen Kernquerschnitt von $2 \cdot 10^{-24}$ cm^2 so groß sind (1000 barn und mehr), daß der geometrische Querschnitt oder gar ein etwa dem Neutron zugeschriebener Querschnitt so klein sind wie ein Korn auf einer Tenne. Da es sich bei den Wirkungsquerschnitten (σ) um Wahrscheinlichkeiten handelt, gilt das additive Gesetz:

$$\sigma_{\text{total}} = \sigma_{\text{Absorption}} + \sigma_{\text{Streuung}} + \sigma_{\text{Spaltung}}$$

Auf die hohe Bedeutung der Wirkungsquerschnitte als Maß für die Eignung der Reaktorbaustoffe wird noch eingegangen.

Als spezielles Ergebnis der Genfer Konferenz ist die Herausgabe eines Bandes aller Messungen über Neutronenquerschnitte zu vermerken, in dem auch die Messungen von den schweren Elementen enthalten sind*). Die Abb. 1.10 bis 1.12 vermitteln einen Überblick über die hier interessierenden

Wirkungsquerschnitte für	U 233	U 235	Pu 239
Total-Absorption	593 ± 8	698 ± 10	1032 ± 15
Spaltung	524 ± 8	590 ± 15	729 ± 15

Tab. 1.4. Wirkungsquerschnitte in barn für thermische Neutronen von 2200 m/sec Geschwindigkeit oder 0,025 eV. (Werte der Genfer Konferenz).

Werte. Tab. 1.4 stellt die wichtigsten Zahlenwerte heraus. Bei gewissen Neutronen-Energien werden überhöhte Absorptionen beobachtet, die sogenannte Resonanzabsorption (siehe Abb. 1.12). Die Spaltungswahrscheinlichkeit in U 235 ist am größten bei sehr langsamen Neutronen (Abb. 1.10). Für U 238, das häufigste Uran-Isotop liegt der Spaltungsquerschnitt oberhalb 2 MeV bei nur 0,54 barn und bei etwa Null für thermische Neutronen

*) *D. J. Hughes* und *J. A. Harvey*, Neutron Cross Sections (1955), Verlag McGraw Hill Book Comp., Inc.

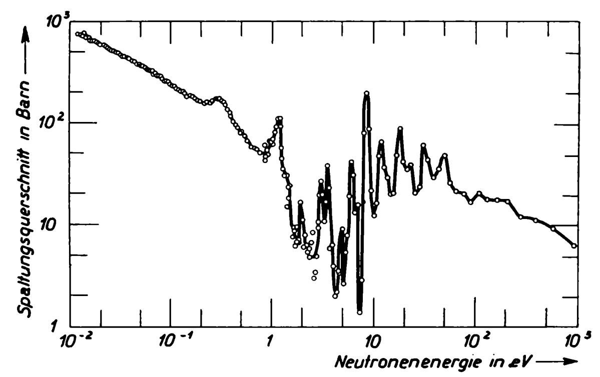


Abb. 1.10. Spaltungsquerschnitt für U 235 nach russischen Messungen (Genfer Paper 645).

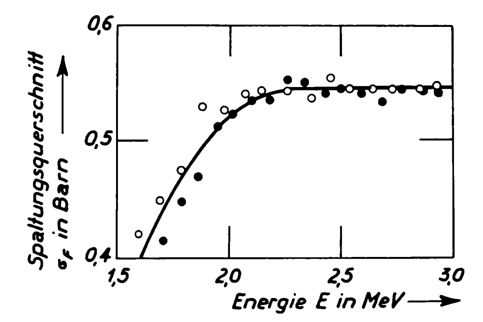


Abb. 1.11. Spaltungsquerschnitt für U 238 für schnelle Neutronen.

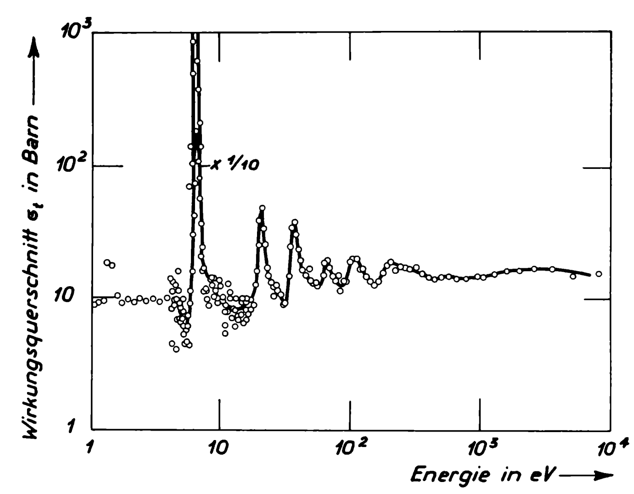


Abb. 1.12. Gesamtwirkungsquerschnitt von natürlichem Uran; beachte die Resonanzabsorption bei etwa 6 eV. (Nach neueren Messungen sind die Resonanzabsorptionen zwischen 10 und 100 eV höher als hier gezeigt.)

gegenüber 590 barn für U 235. Abb. 1.11 zeigt dieses niedrigere Niveau. Wegen dieses Unterschiedes und da es leichter ist, alle Neutronen einer Kernreaktion auf thermischem Energieniveau zu halten, als auf einem bestimmten höheren*) Niveau, ist die Kernspaltung von U 235 so bevorzugt. Es ist für diese Reaktion nur erforderlich, alle Neutronen bis auf Zimmertemperatur zu bremsen. Dies geschieht nach dem Vorschlag von *Fermi* durch Zwischenschalten eines sogenannten „Moderators“.

Betrachtet man im Lichte des *Einstein*schen Massenäquivalenz-Gesetzes die verschiedenen Arten der Reaktionen der Materie, so ist ein Unterschied besonders augenfällig. Die chemischen Reaktionen lassen bekanntlich den Charakter der reagierenden Atome unverändert; es werden lediglich die Bindungen der Atome zu einander — also die äußeren Elektronen der Hülle — betroffen, nicht aber die Bindungen der Nukleonen im Kern. Aus dem Unterschied der Elektronen-Masse zu der der Nukleonen (Elektronenmasse zu Protonenmasse wie 1 : 1838) und der verschiedenen Art der Bindung (Kernkräfte bzw. nur *Coulomb*-Feld) erkennt man bereits, daß die chemischen Reaktionen einen wesentlich kleineren Energie-Ansatz beinhalten als jede Kernreaktion.

Beispielsweise werden bei der Verbrennung einer guten Anthrazitkohle (ca. 80% Kohlegehalt) etwa 6400 kcal je kg erzeugt. Dieser Energie entspricht**) die Erzeugung von rd. 4.2 eV je Atom C bezogen auf den reinen Kohleanteil. Demgegenüber liegen die Kernreaktionen im Bereich der MeV, einer millionenfach größeren Energie.

So haben wir aus der Kurve der Bindungsenergie der Kernnukleonen (Abb. 1.3) für die Uranspaltung einen Energiebetrag von rd. 0,85 MeV je Nukleon oder 200 MeV je Kernspaltung abgelesen.

Die noch energiereicheren Reaktionen des Kernaufbaus der leichten Elemente stehen z. Zt. im Mittelpunkt des Interesses der Forschung. Es ist noch nicht entschieden, ob es gelingen wird, diese Reaktion in einem technischen Prozeß zu verwerten. Die Vorteile der Kernaufbau-Reaktion sind so groß, daß die Beschäftigung mit dieser Forschungsaufgabe auch im Zeitalter der Reaktor-Technik gerechtfertigt ist. Abgesehen von dem größeren Energiegehalt ist die Aufbau-Reaktion vorteilhafter als die Kernspaltung, u.a. weil keine radioaktiven***) Spaltprodukte entstehen, und weil die Herstellungskosten für das Ausgangsmaterial (schwerer Wasserstoff) nicht von der Entdeckung und dem Verbrauch gewisser Erze abhängig sein werden.

---

*) Neuerdings werden auch Untersuchungen mit besonders „gekühlten“, d. h. sehr energieschwachen Neutronen wichtig; hierbei wird das die Neutronen bremsende Medium stark gekühlt.

**) 6400 cal je Gramm Brennstoff oder 6400/0,8 cal je Gramm Kohlenstoff; 12,010 g C sind $6{,}023 \cdot 10^{23}$ Atome; also cal je Atom C:

$$\frac{6400 \cdot 12{,}010}{0{,}8 \cdot 6{,}023 \cdot 10^{23}},$$

da 1 cal = $3{,}827 \cdot 10^{-20}$ eV, ergibt sich die Erzeugung von $\frac{6400 \cdot 12{,}010}{0{,}8 \cdot 6{,}023 \cdot 10^{23} \cdot 3{,}827 \cdot 10^{-20}}$ eV/Atom, das sind rd. 4,2 eV.

***) In der thermonuklearen Reaktion selbst entstehen keine radioaktiven Produkte; allerdings können die zahlreich entstehenden Neutronen in Sekundär-Prozessen Radioaktivität erzeugen.

Andererseits darf man nicht dem Fehler verfallen, die Beschäftigung mit der Reaktor-Technik abzulehnen, weil sie doch binnen kurzem von der Technik der Kernaufbau-Reaktion überholt sein würde. Selbst der sehr optimistische Präsident der Genfer Konferenz, Dr. *Bhabha,* hielt mehrere Dezennien zur Lösung dieser Forschungsaufgabe für notwendig, ganz zu schweigen von der Zeit für die Ausbildung der entsprechenden Technik.

Bemerkung zur thermonuklearen Reaktion

Das Problem eines „Fusion-Reaktor“, d. h. der technischen Kontrolle der nuklearen Aufbau-Reaktion ist noch nicht gelöst. Die derzeitige Zielsetzung der Forschung wird nachstehend beschrieben.

Aus der Fülle der möglichen Aufbau-Reaktionen werden die folgenden als besonders aussichtsreich angesehen:

$$\begin{aligned} &D + D \longrightarrow He^3 + n + 3{,}25\ \text{MeV} \\ &D + D \longrightarrow T + p + 4\ \text{MeV} \\ &T + D \longrightarrow He^4 + n + 17{,}6\ \text{MeV} \\ &He^3 + D \longrightarrow He^4 + p + 18{,}3\ \text{MeV} \end{aligned}$$

Die Produkte der beiden ersten Reaktionen, die angenähert die gleiche Wahrscheinlichkeit haben, gehen in die beiden folgenden Reaktionen ein

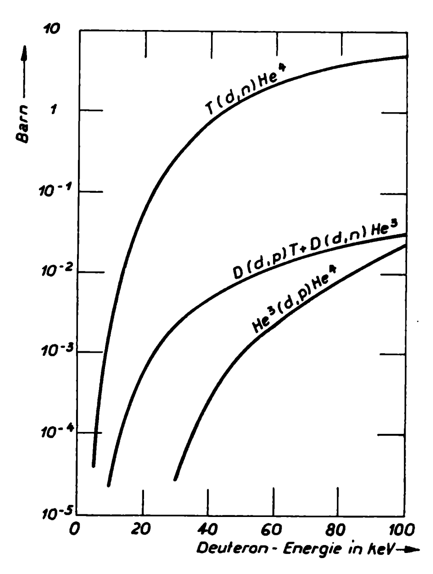


Abb. 1.13. Wirkungsquerschnitte der Aufbau-Reaktionen als Funktion der Deuteronen-Energie (nach *R. F. Post*).

und liefern damit den hohen Energieanteil von rd. 18,3 MeV für 3 in der Reaktion verbrauchte Deuteron-Atome. Die Wirkungsquerschnitte dieser Reaktionen sind gemessen bis zu einer Deuteronen-Energie von etwa 0,1 MeV (siehe Abb. 1.13). Wie diese Kurven zeigen, befindet man sich im Energiebereich um 0,1 MeV bereits in der Nähe des mutmaßlichen Maximums, ausgenommen die He 3 + D Reaktion. Wenn es also gelingt, diese Reaktion einzuleiten, dann muß die freiwerdende Energie ausreichen, um die Reaktion mit anderen Atomen fortzuführen.

Es sind weitere Kernreaktionen hoher Energieausbeute denkbar, z. B. solche mit Lithium:

$$Li^6 + D \longrightarrow 2\,He^4 + 22{,}4\ \text{MeV}$$
$$Li^7 + p \longrightarrow 2\,He^4 + 17{,}3\ \text{MeV}$$

Diese Reaktionen haben einen etwas anderen Charakter als die vorgenannten, u. a. ist bei ihnen die stärkere Protonenladung des Lithiums zu überwinden.

Es ist bekannt, daß sich selbst unterhaltende Aufbau-Reaktionen nicht durch Bombardierung einer Atmosphäre von schwerem Wasserstoff mit Deuteronen genügender Energie erzielt werden können. In diesem Falle wird der größte Teil der auftreffenden Energie durch Ionisation und Strahlung d. h. von den Elektronen der Atom-Hülle verbraucht. Die gewünschte Reaktion tritt dann so selten ein, daß die freiwerdende Energie nicht ausreicht die Reaktion fortzusetzen, da diese nicht auf ein einzelnes benachbartes Atom konzentriert werden kann. Nun weiß man aber aus der Diskussion der in den Sternen vorsichgehenden Reaktionen, daß Kern-Reaktionen großer Ausbeute zustande kommen, wenn sich alle an der Reaktion beteiligten Atome mit der für die Reaktion notwendigen kinetischen Energie bewegen. Dies bedeutet, daß eine entsprechende Temperatur für den Reaktionskörper und seine Umgebung erzielt und aufrechterhalten werden muß.

Bei einer Temperatur T ist unter Voraussetzung einer *Maxwell*schen Verteilung die mittlere Teilchenenergie $^3/_2\,kT$. Rechnet man die *Boltzmann*sche Konstante $k = 1{,}3803 \cdot 10^{-16}$ erg/°K auf eV um: $k = 8{,}65 \cdot 10^{-5}$ eV/°K, so erhält man die einer mittleren Teilchenenergie von 0,1 MeV entsprechende Temperatur zu:

$$T = \frac{2}{3}\,\frac{10^5}{8{,}65}\,10^5 = 7{,}72 \cdot 10^8\ {}^0\text{K}.$$

Bei einer solchen Temperatur von einigen hundert Millionen Grad ist alle Materie im Plasma-Zustand, d. h. gasförmig und vollständig ionisiert. Die erwähnten Ionisations-Verluste bleiben also aus. Die gewünschte Reaktion wird entstehen und auch bestehen bleiben, solange diese Temperatur aufrechterhalten werden kann. Dies wiederum geschieht, wenn das Verhältnis Verlustenergie zu Reaktionsenergie klein bleibt, was der Fall sein muß bei

genügend großem Reaktionsvolumen, denn die Verluste müssen proportional zur Oberfläche bleiben. (Bei einer Kugel nimmt das Verhältnis Oberfläche zu Volumen ab mit zunehmendem Radius.) Aus der Astronomie wissen wir, daß in stellaren Verhältnissen diese Bedingungen existieren. Soll die Reaktion in kleinen irdischen Maßstäben vorsichgehen, müssen daher Verfahren gefunden werden, um die Oberflächen-Verluste niedrig zu halten und die es gestatten, einen Raum so hoher Temperatur abzuschließen. Hierfür ist zu bedenken, daß die kinetische Energie der Reaktion sich den an der Reaktion beteiligten Partikeln mitteilt und daß das leichtere von beiden den größeren Energieanteil übernimmt. Diese Energie-Verteilung läßt sich wie folgt abschätzen:

$$\mathrm{D} + \mathrm{D} \longrightarrow (\mathrm{He}^3 + 0{,}8\,\mathrm{MeV}) + (\mathrm{n} + 2{,}45\,\mathrm{MeV})$$
$$\mathrm{D} + \mathrm{D} \longrightarrow (\mathrm{T} + 1{,}0\,\mathrm{MeV}) + (\mathrm{p} + 3{,}0\,\mathrm{MeV})$$
$$\mathrm{T} + \mathrm{D} \longrightarrow (\mathrm{He}^4 + 3{,}6\,\mathrm{MeV}) + (\mathrm{n} + 14{,}1\,\mathrm{MeV})$$

Die den Neutronen erteilte Energie geht dem Reaktionsgebiet mit Sicherheit verloren, da diese schnellen Neutronen sehr durchdringend sind. Die (T + D) Reaktion ist also in dieser Beziehung relativ wenig ertragreich trotz ihres besonders hohen Energieumsatzes. Von Interesse für den Fortbestand der Reaktion sind vornehmlich die geladenen Partikel.

Diese Tatsache steht im Vordergrund vieler bisher diskutierter Vorschläge zur Kontrolle der Aufbau-Reaktion. Man benutzt elektromagnetische Felder um die Plasma-Region zusammenzuhalten. Hierfür sind erhebliche Felder notwendig, denn der Partikel-Druck bei einer kinetischen Temperatur von 0,1 MeV und einer Partikel-Dichte von $6 \cdot 10^{15}\,\mathrm{cm}^{-3}$ liegt in der Größe von etwa 1000 Atmosphären. Vornehmlich wird in diesem Zusammenhang der sogenannte pinch-Effekt einer Plasma-Gasentladung diskutiert. Hierbei kommt es zu einer spontanen Zusammendrängung der Strombahnen der geladenen Teilchen, die in dergleichen Weise zu verstehen ist wie die bekannte Anziehung paralleler Ströme. Ein in einem dünnen Zylindermantel fließender hoher Strom übt ein Magnetfeld aus, das senkrecht zur Stromrichtung diesen Zylinder umschließt und das so stark sein muß, daß es dem Druck des im Zylinder befindlichen Plasmas widersteht. Für einen Zylinder vom äußeren Radius a und einem Mantelstrom von J gilt $\frac{J^2}{2\pi a^2} = \text{Druck} = n\,k\,T$, wo n die Teilchendichte per cm³ bedeutet. Bezogen auf einen cm der ganzen Plasma-Säule erhält man:

$$J^2 = 2\,(\pi\,a^2 \cdot n)\,k\,T,$$

oder, da $\pi\,a^2 \cdot n$ die Zahl N der Teilchen im betr. Abschnitt der Plasma-Säule ist:

$$J^2 = 2\,N\,k\,T.$$

Für einen Plasma-Zylinder von 10 cm Radius erhält man mit der oben erwähnten Temperatur und Teilchendichte Stromstärken von 6 bis $7 \cdot 10^5$ Amp.

Da die Reaktionsgeschwindigkeit exponentiell von der Kernladung abhängt, ist es vorteilhaft, die Wasserstoff-Reaktionen an Stelle der Lithium-Umwandlung zu benutzen. Außerdem ist dem Reaktionsraum die Beimengung schwererer Elemente fernzuhalten, um eine zu starke Energieabstrahlung zu verhindern. Die Verwendung von Elektroden für die Plasma-Entladung sollte daher vermieden werden.

Die vorstehenden Angaben können die Schwierigkeiten, die einer Realisierung der nuklearen Aufbau-Reaktion in der Form einer sich selbst unterhaltenden Reaktion entgegenstehen auch nicht angenähert umreißen. Sie geben aber die Größenordnung einiger Parameter an und zeigen die Bedeutung der jetzt im Entstehen begriffenen Plasma-Physik (siehe hierzu: *L. Spitzer*, Physics of Fully Ionized Gases, New York, 1956; *R. F. Post*, Controlled Fusion Research, Rev. Mod. Physics, **28**, 3, 338, 1956; *I. Kurchatov*, Vortrag in Harwell 26. 4. 56 oder Nucleonics **14**, 6, 36, 1956; *E. Teller*, General Problems of the Controlled thermonuclear Process, Nuclear Science and Engineering **1**, 4, 313, 1956). *L. C. Burkhardt* u.a., Pinch Effect, Journ. appl. Phys. **28**, 5, 519 (1957). Die letzte Arbeit beschreibt Versuche in Los Alamos: in kreisförmiger geschlossener Entladungsbahn mit induktiver Erregung (Perhapsatron) und in gradliniger Gasstrecke mit koaxialem Rückstrom (Columbus Geometry). Die gradlinige Strecke soll bei großer Länge und Stabilisierung der Entladung durch gut leitende Umhüllung Aussichten für Erfolg bieten.

Kapitel 2. Kettenreaktion

Der Entdeckung der Kernspaltung durch thermische Neutronen als solcher folgte fast unmittelbar*) die Erkenntnis, daß bei diesem Prozeß außer zwei Kernbruchstücken auch Neutronen entstehen. Nunmehr war es keine Frage mehr, daß es mit Hilfe dieser Spaltungsneutronen gelingen müßte, eine einmal eingeleitete Spaltung zu einer fortlaufenden Reaktion zu bringen. Als man weiter erkannte, daß die thermische Spaltung des Urans lediglich im U 235 geschieht, und als man zur Dämpfung der Geschwindigkeit der schnellen Spaltungsneutronen Graphit und schweres Wasser zu verwenden lernte, waren die physikalischen Bedingungen für diese Kettenreaktion

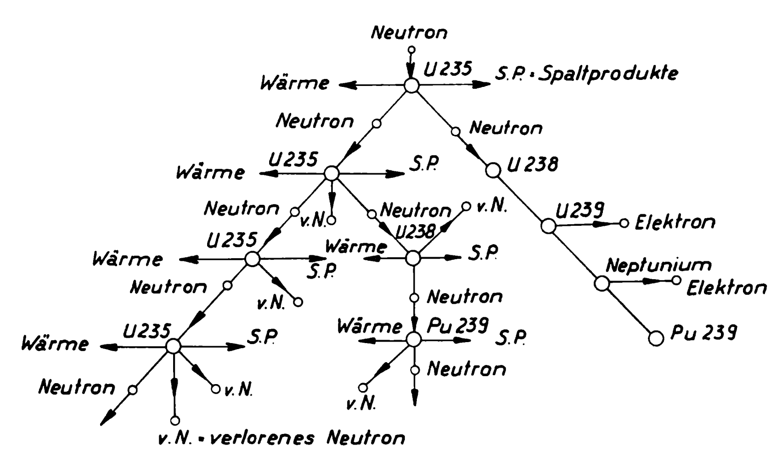


Abb. 2.1. Schema der Kettenreaktion in natürlichem Uran.

sichtbar. Es dauerte aber noch drei Jahre (bis 6. 12. 1942) ehe *Fermi* die erste solche Kettenreaktion in einer Pile (Meiler) oder Reaktor genannten Anordnung gelang.

Das grundsätzliche Schema der Kettenreaktion zeigt Abb. 2.1. Da die Untersuchungen lehrten, daß bei jeder Spaltung nicht nur ein Neutron sondern deren mehrere frei werden, ergab sich die Möglichkeit eine schnelle Ausdehnung der Reaktion zu bewirken und auch den Verlust einer gewissen Anzahl von Neutronen zuzulassen. Die Kettenreaktion ist als ein Prozeß zur Neutronenmultiplikation anzusehen, der so lange steuerbar bleibt wie die Multiplikation nicht schneller geschieht als eine dämpfende Steuerung eingreifen kann, und der nur solange bestehen bleibt wie je Einzelreaktion mehr Neutronen frei werden als durch Verluste verlorengehen. Bei der Spaltung wird — wie im Kapitel 1 erläutert — durch das Einfangen eines Neu-

*) *H. von Halban* jr., *F. Joliot*, *L. Kowarski*, „Number of neutrons liberated in the nuclear fission of uranium", NATURE **143**, 680 (1939). NATURE **143**, 470—471 (1939).

trons ein Zwischenkern gebildet. Dieser stark angeregte Zwischenkern bricht in zwei Teile, von denen jeder zu viele Neutronen enthält um stabil sein zu können. (Siehe im Vergleich hierzu Abb. 1.1, die Kurve des Neutronen-Überschusses der stabilen Elemente.) Die sehr hoch angeregten Bruchstücke geben unverzüglich Neutronen ab; gleichzeitig wird ein Teil der Anregungsenergie in Form von γ-Strahlung frei. Diese Vorgänge spielen sich in der kurzen Zeit von längstens 10^{-14} sec ab. Man nennt diese Neutronen-Emission und die γ-Strahlung „prompt" im Gegensatz zu der noch zu besprechenden verzögerten Emission. Die Zahl der je Spaltung freiwerdenden Neutronen beträgt im Mittel 2 bis 3. Von U 238 werden bei der Spaltung mit schnellen Neutronen 2.88 neue Neutronen abgegeben. Die in der thermischen Spaltung erzeugten Neutronen sind in Tab. 2.1 verzeichnet; man nennt diese Zahl ν.

	U 233	U 235	Pu 239
ν	2,54	2,46	2,88

Tab. 2.1. Spaltungsneutronen je thermische Spaltung.

Von den natürlichen Elementen ist U 235 das einzige, das mit thermischen Neutronen spaltet. Die anderen in obiger Tabelle angegebenen Spaltstoffe werden künstlich im Neutronen-Feld aus Thorium oder Uran gemäß folgenden Reaktionen erzeugt:

$$\underset{(4{,}5\cdot 10^{9}a)}{{}_{92}U^{238}} + {}_{0}n^{1} \longrightarrow \underset{(23\text{ min})}{{}_{92}U^{239}} \xrightarrow[\beta^-]{} \underset{(2{,}3\text{ d})}{{}_{93}Np^{239}} \xrightarrow[\beta^-]{} \underset{(2{,}4\cdot 10^{4}\text{a})}{{}_{94}Pu^{239}}$$

$$\underset{(1{,}4\cdot 10^{4}\text{a})}{{}_{90}Th^{232}} + {}_{0}n^{1} \longrightarrow \underset{(23\text{ min})}{{}_{90}Th^{233}} \xrightarrow[\beta^-]{} \underset{(27{,}4\text{ d})}{{}_{91}Pa^{233}} \xrightarrow[\beta^-]{} \underset{(1{,}6\cdot 10^{5}\text{a})}{{}_{92}U^{233}}$$

Auf diese Reaktionen wird später bei Besprechung des Brüter-Reaktors zurückzukommen sein. — Wie aus Abb. 1.6 zu entnehmen, ist die Massenverteilung der Spaltprodukte der thermischen Spaltung nicht symmetrisch; weniger als $1^0/_{00}$ der Spaltungen ergeben Bruchstücke gleicher Masse; am häufigsten (zu 6,4%) tritt das Bruchstückpaar ${}_{54}Xe^{139}$ und ${}_{38}Sr^{95}$ auf. Beide Stoffe sind nicht beständig, sondern gehen erst durch eine Reihe von β-Strahlungen in stabile Produkte (${}_{57}La^{139}$ und ${}_{42}Mo^{95}$) über. (Siehe Abb. 2.2.) Dieser β-Zerfall ist typisch für die Spaltungsbruchstücke; im Mittel hat man etwa 3 β-Zerfälle je Bruchstück. Unter den Spaltprodukten wurden auch die Elemente entdeckt, die man bisher vermißte, um die Lücken in der Tabelle der natürlichen Elemente schließen zu können. Es sind dies Promethium ${}_{61}Pm^{147}$ und Technetium ${}_{43}Tc^{99}$. Alle Isotope des Pm haben nur eine kurze Lebensdauer (im Maximum 25 Jahre für ${}_{61}Pm^{145}$), daher ist es verständlich, daß dieses Element heute nicht mehr in der Natur vorkommt. Das gleiche gilt vom Tc, jedoch hat das hier zitierte Isotop Tc^{99} eine Halbwertszeit von

$2{,}1 \cdot 10^5$ Jahren, so daß es in größerer Menge aus den Spalt-Produkten abgeschieden werden konnte.

Bei den Spaltprodukten unterscheidet man die leichte Gruppe mit Massenzahlen zwischen 80 und 110 und die schwere Gruppe von 125 bis 155. Die

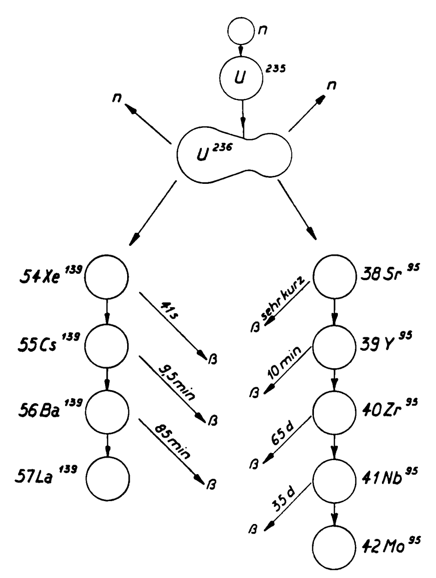


Abb. 2.2. Schema des Zerfalls der Kernbruchstücke.

sonst noch vorkommenden Spaltprodukte sind nicht sehr häufig, sie machen nur wenige % aus. Diesen beiden Massengruppen entsprechend hat man zwei Gruppen ausgezeichneter kinetischer Energie der Spaltprodukte, 93 MeV für die leichtere und 61 MeV für die schwerere Gruppe. Die Bruchstücke tragen eine kräftige positive Ladung (im Mittel 20 Einheiten für die leichteren und 22 Einheiten für die schweren), da etwa die Hälfte der äußeren Elektronen der Atome bei dem Spaltvorgang frei wird. Infolgedessen wirken die Bruchstücke stark ionisierend, wenn sie mit einer Geschwindigkeit der Größenordnung von 10^9 cm/sec auseinanderfliegen. Diese Ionisation nimmt längs der Reichweite ab, da die Teilchen wieder Elektronen auf-

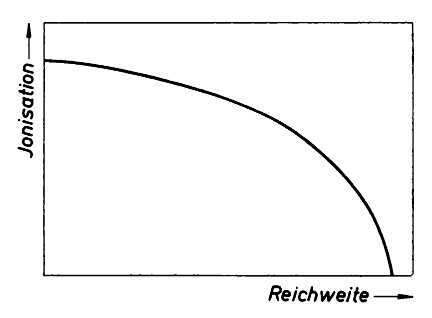


Abb. 2.3. Reichweite der Spaltprodukte (nach *Fermi*).

nehmen und ihre Ladung vermindern (siehe Abb. 2.3). Die Reichweite der Bruchstücke beträgt in Luft 2,5 cm für die leichten und 1,9 cm für die schweren; in Al wurde sie zu $1{,}4 \cdot 10^{-3}$ cm bestimmt. Diese Reichweiten sind wichtig für die Konstruktion von Brennstoffelementen der Reaktoren.

Im Moment der Spaltung verteilt sich die freiwerdende Energie etwa folgendermaßen:

Kinetische Energie der Bruchstücke	168 MeV
Strahlung des radioaktiven Zerfalls einschl. der der sekundären Prozesse und der Neutrinos	22 MeV
Energie der Spaltungs-Neutronen	5 MeV
prompte γ-Strahlung*)	5 MeV
	200 MeV.

Der Fortgang der Kettenreaktion steht in engem Zusammenhang mit der Lebensdauer der Spaltungsneutronen. Für diese schnellen Neutronen von 10^9 cm/sec Geschwindigkeit ergibt sich aus der mittleren freien Weglänge der Neutronen im Uran (4 cm) eine Lebensdauer von $4 \cdot 10^{-9}$ sec. Für langsame, nur der thermischen Bewegung folgende Neutronen (Geschwindigkeit 2200 m/sec) ist die Lebensdauer im Uran $2 \cdot 10^{-5}$ sec. In thermischen Reaktoren ist die durchschnittliche Lebensdauer länger wegen der größeren freien Weglänge in den als Moderator verwendeten Stoffen: $1{,}25 \cdot 10^{-3}$ sec bei Graphit als Moderator, $1 \cdot 10^{-3}$ sec bei D_2O, $1 \cdot 10^{-4}$ sec bei H_2O aber 10^{-5} sec bei schnellen Reaktoren.

Geht man von einer einzigen Spaltung als Anfang der Kettenreaktion aus, so folgen in Abständen dieser mittleren Lebensdauer τ die einzelnen Neutronen-Generationen aufeinander. Jede Generation ist um einen Multiplikationsfaktor k größer als die vorhergehende; d. h. die Zahl der Neutronen oder die Zahl der Spaltungen nimmt nach einem Exponentialgesetz zu:

$$N = N_0 \cdot \exp[(k-1)t/\tau]$$

$$(N_0 = \text{Zahl der Spaltungen zur Zeit}; \quad t = 0).$$

Bei einer Reaktion mit schnellen Neutronen ist das Verhältnis t/τ schon nach einer Mikrosekunde etwa 250, womit auch bei einem k wenig über 1 ein so großer Exponent gebildet wird, daß die Vervielfachung sofort hohe und nicht mehr steuerbare Werte erreicht. Während dies das Ziel der Uran-Bombe ist, wird für den gesteuerten Reaktor ein Multiplikationsfaktor erstrebt, der den kritischen Wert von $k = 1$ nicht übersteigt. Außerdem sorgt die erwähnte Bremsung der Neutronen dafür, daß die Vorgänge langsamer und damit kontrollierbar verlaufen. Die Einschaltung eines Reaktors verläuft demgemäß in Stufen exponentiellen Anstiegs wie in Abb. 2.4 schematisch gezeigt. Die Zeit für die Vermehrung um den Faktor e, d. h. $(k-1)\, t/\tau = 1$; $t = \tau/(k-1)$ nennt man die Periode des Reaktors. Die Periode ist ein wichtiges Maß für die Steuerung bzw. Steuerbarkeit eines Reaktors. Der

*) In der Literatur wird auch 4,6 bzw. 5,1 MeV angegeben.

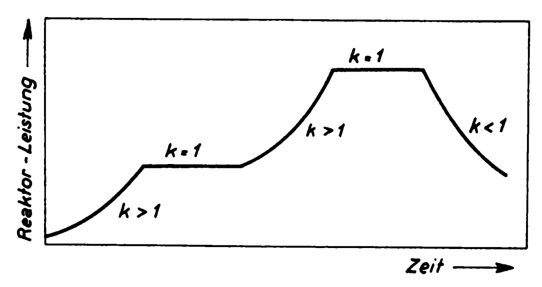


Abb. 2.4. Schema der Reaktor-Steuerung.

Faktor $k = 1$ bedeutet, daß sich Erzeugung und Verbrauch der Neutronen das Gleichgewicht halten; der Reaktor arbeitet richtig, er ist gerade „kritisch", wie man sagt.

Er kann weder zum Stillstand kommen, „unterkritisch" werden, noch in das den Reaktor evtl. zerstörende „überkritische" Stadium geraten, in dem die Spaltprozesse und die von ihnen erzeugte Wärme lawinenartig anwachsen. Nur beim Anfahren des Reaktors darf k größer als 1 werden. $(k - 1)/k$ bezeichnet man als Reaktivität; in der älteren amerikanischen Literatur wird die Reaktivität auch in sogenannten Dollar gemessen, wobei 1 $ diejenige Reaktivität bezeichnet, bei der der Reaktor prompt kritisch wird.

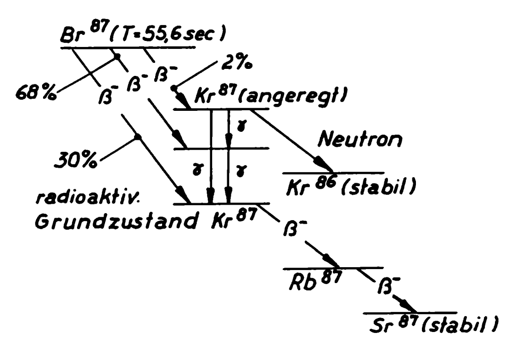


Abb. 2.5. Entstehung der verzögerten Neutronen.

Außer den „prompten" Neutronen entstehen — wie bereits angedeutet — verzögerte Neutronen. Diese werden in sekundären Kernreaktionen gebildet und werden dadurch um die Zerfallszeit des Ursprungskerns verzögert. Die Abb. 2.5 zeigt die Entstehung der Sekundär-Neutronen an einem typischen Beispiel aus der U 235-Spaltung. Mit der üblichen Halbwertzeit entsteht parallel zum normalen β-Zerfall auch ein angeregtes Zwischen-Produkt, das seinerseits das verzögerte Neutron emittiert. Man unterscheidet verschiedene Gruppen der verzögerten Neutronen; ihr Anteil an der Gesamt-

ausbeute macht bei U 233 0,25%, bei U 235 0,75% und bei Pu 239 0,38% aus. Ihre Energien sind verhältnismäßig niedrig im Vergleich zur Energie der prompten Neutronen.

Die folgende Tab. 2.2 gibt die z. Zt. genauesten Messungen der verzögerten Neutronen (*G. R. Keepin* und *T. F. Wimett*, Genfer Paper No 831 oder *G. R. Keepin*, Progress in Nuclear Energy, I, 1, 191, 1956).

Gruppe	U 235 (99,9% rein)		U 238 (99,97% rein)		MeV
	τ	a	τ	a	Energie
1	54,3 ± 0,09	0,036 ± 0,006	53,0 ± 1,7	0,011 ± 0,003	0,25
2	21,7 ± 0,8	0,210 ± 0,019	22,0 ± 0,6	0,128 ± 0,013	0,57
3	5,87 ± 0,17	0,192 ± 0,027	4,94 ± 0,10	0,182 ± 0,018	0,41
4	2,18 ± 0,07	0,409 ± 0,022	1,77 ± 0,04	0,405 ± 0,017	0,67
5	0,46 ± 0,03	0,135 ± 0,008	0,39 ± 0,03	0,240 ± 0,015	0,40
6	0,126 ± 0,018	0,018 ± 0,004	0,117 ± 0,015	0,034 ± 0,008	?
Gesamtausbeute*)		0,0173 ± 0,0007		0,044 ± 0,003	

Gruppe	Pu 239		Th 232	
	τ	a	τ	a
1	53,7 ± 3,6	0,037 ± 0,016	54,0 ± 7	0,027 ± 0,007
2	22,9 ± 1,1	0,265 ± 0,037	22,0 ± 2	0,111 ± 0,030
3	6,11 ± 0,24	0,193 ± 0,019	8,36 ± 2	0,149 ± 0,025
4	2,14 ± 0,06	0,378 ± 0,013	2,29 ± 0,1	0,491 ± 0,024
5	0,40 ± 0,03	0,120 ± 0,007	0,58 ± 0,1	0,177 ± 0,020
6	0,15 ± 0,05	0,007 ± 0,004	0,21 ± 0,05	0,045 ± 0,009
Gesamtausbeute*)		0,0067 ± 0,0003		0,063 ± 0,006

Tab. 2.2. Halbwertszeit und Ausbeute verzögerter Neutronen. Die Messungen beziehen sich auf eine Energieverteilung der Neutronen direkt nach der Spaltung. τ = Halbwertszeit; a = Ausbeute, d. h. Quotient der verzögerten Neutronen einer Gruppe zur Summe aller verzögerten Neutronen. *) Auf Grund einer besonderen Messung.

Die Gruppe 1 wird — wie in Abb. 2.5 angenommen — dem Br 87 zugeschrieben, die Gruppe 2 dem J 137 und Gruppe 3 Br 89. Die Zuordnung der kürzer lebenden Gruppen steht noch nicht fest. Messungen von wesentlich mehr verzögerten Neutronen haben sich nicht bestätigt; eine Erzeugung von um 3 min verzögerten Neutronen mit der allerdings geringen Ausbeute von $5{,}8 \cdot 10^{-8}$, die Br 85 zugeschrieben wird, darf als relativ gesichert angenommen werden.

Diese verzögerten Neutronen haben für die Steuerung der Kettenreaktion große Bedeutung. Da es, wie wir noch sehen werden, für die Neutronen-Bilanz auf jedes Neutron ankommt, kann man diese Bedeutung dahin formulieren, daß es gerade die verzögerten Neutronen sind, die den Reaktor kritisch machen. Da der Anteil der verzögerten Neutronen bei U 233 ein Drittel und bei Pu 239 etwa die Hälfte des Anteils bei U 235 ist, muß die

Steuerbarkeit von thermischen Reaktoren die U 233 oder Pu 239 benutzen, schwieriger sein als bei U 235.

Durch die Verzögerung der Neutronen wird in Bezug auf den Fortgang der Kettenreaktion ein der Verlängerung der Neutronen-Lebensdauer entsprechender Effekt erzielt. Infolgedessen kann man die oben erwähnte Gleichung der exponentiellen Zunahme für eine Kettenreaktion mit langsamen Neutronen wie folgt vereinfachen (für $\tau = 1$ msec):

$$N = N_0 \cdot \exp 10^3 (k - 1) t$$

Kann man für $k = 1{,}0025$ setzen, was etwa der richtigen Größenordnung entspricht, so erhält man für die Periode der Reaktion

$$\frac{1}{10^3 \cdot 2{,}5 \cdot 10^{-3}} = 0{,}4 \text{ sec.}$$

Unter solchen Bedingungen kann die Kettenreaktion gerade noch mit mechanischen Mitteln gesteuert werden; es ist aber Vorsorge zu treffen, daß eine Schnell-Abschaltung automatisch einsetzt, sobald die Periode einen darüber liegenden kritischen Wert unterschreitet.

In der vorhergehenden Schilderung der einzelnen Neutronen-Gruppen wurde noch nicht der Verbrauch der Neutronen durch die verschiedenen im Reaktor enthaltenen Stoffe, d. h. die verschiedene Art der Neutronen-Absorption behandelt. Hierzu bedient man sich der in Kapitel 1 eingeführten Wirkungsquerschnitte. Ein Neutron kann entweder vom Kern des getroffenen Atoms aufgenommen werden, also absorbiert werden (es kommt dadurch zu einer der erwähnten Kern-Umwandlungen und Strahlungsemission), oder es kann (elastisch) reflektiert werden, oder schließlich: das aufgenommene Neutron führt zur Spaltung. Die Tab. 2.3 gibt die Wirkungsquerschnitte thermischer Neutronen für verschiedene Spaltstoffe.

in barn	U 235	U 238	nat U	*) Pu 239	U 233
Absorption (n, γ)	108	2,80	3,5	340	60
Reflektion	8,2	8,2	8,2	8?	8?
Spaltung	590	0	3,92	805	520
total	706	11,0	15,6	1145	588

*) *A. H. Jaffey*, Neutron Yield in Pile Plutonium, Nucl. Sc. and Eng. **1**, 3, 204 (1956).

Tab. 2.3. Wirkungsquerschnitte der Spaltstoffe.

Absorption und Spaltung sind mit großer Wahrscheinlichkeit in U 235 und Pu 239 möglich, während für U 233 die Spaltung relativ bevorzugt und für U 238 so gut wie ausgeschlossen ist. Das Verhältnis Absorptions- zu Spaltungs-Wahrscheinlichkeit ist besonders günstig für U 235, wie 1 : 5, dagegen bei Pu 239 wie 1 : 2. Die Absorption eines Neutrons führt in U 235

zur Bildung von U 236, das ein α-Strahler ist; siehe folgende Reaktionsbeziehung:

$$\begin{array}{lll} (7{,}1 \cdot 10^8\,\mathrm{a}) & (2{,}39 \cdot 10^7\,\mathrm{a}) & (1{,}39 \cdot 10^{10}\,\mathrm{a}) \\ \mathrm{U}\ 235 + \mathrm{n} \longrightarrow & \mathrm{U}\ 236 \quad \xrightarrow[\alpha]{} & \mathrm{Th}\ 232 \end{array}$$

Die Absorption eines Neutrons in U 238 führt — wie zu Anfang dieses Kapitels ausgeführt — zur Bildung von U 239, das durch zwei relativ kurzlebige β-Übergänge zu Pu 239 wird. Dieser Prozeß ist sehr häufig für Neutronen einer Energie oberhalb 5 eV. Um derartige Verluste zu vermeiden, kommt es darauf an, die Bremsung der Neutronen in möglichst kurzer Zeit durchzuführen, damit nur wenig Gelegenheit zur Absorption bleibt.

Wenn die Neutronen-Absorption nicht zu einer Kernumwandlung bei gleichzeitiger Abgabe eines Protons oder eines α-Teilchens führt, wird die Bindungsenergie des Neutrons in Form von Strahlung abgegeben. Man bezeichnet diese Neutronen-Aufnahme daher oft als strahlenden Einfang, als „radiative capture". Die bei dieser Absorpiton emittierte Strahlung ist vornehmlich γ-Strahlung (oft ist das erzeugte Produkt radioaktiv und ein β-Strahler). Einige dieser Reaktionen sind von besonderer Wichtigkeit und sollen hier erwähnt werden:

Die Wasserstoff-Reaktion $H^1 + n \rightarrow D + \gamma$ ist bei der Abschirmung eines Reaktors zu beachten, wenn Wasser oder Wasserstoff-haltige Substanzen zur Kühlung und Bremsung verwendet werden. Diese Reaktion ist auch bei der Neutronen-Einwirkung auf biologische Gewebe bedeutsam, da das Gewebe zum großen Teil aus Wasserstoff besteht. Bezüglich der Wirkung der mit der Umwandlung einhergehenden γ-Strahlung von 2,21 MeV auf die Wasserzersetzung sei auf die Spezialliteratur verwiesen.

Die Neutronen-Reaktion mit Kadmium führt zu einem stabilen Kadmium-Isotop; man kann daher unbedenklich bestrahltes Kadmium handhaben, was wichtig ist für die Verwendung des Kadmiums als steuernder Absorber. Die Reaktion mit Indium gibt einen kurzlebigen β-Strahler, der gern für den Nachweis und die Messung von Neutronen (Dichte-Messung) benutzt wird.

Da die Aufnahme des Neutrons meist mit bevorzugter Wahrscheinlichkeit (großem Wirkungsquerschnitt) für eine bestimmte Neutronen-Energie erfolgt und da dieser Aufnahme die erwähnte γ-Emission zugeordnet ist, spricht man auch von einer Resonanz-Absorption. In Tab. 2.4 ist diese Zuordnung von Neutronen-Energie zu den γ-Strahlungsspektren für einige wichtige Stoffe gegeben. Diese Tabelle hat besondere Bedeutung für die Bemessung von Reaktorabschirmungen (siehe Kap. 6).

in MeV:	γ-Energie	Neutronen-Energie
Aluminium	7,7 6,0 3,0	2,7 1,4 3,8
Beryllium	6,8	6,8
Kadmium	0—1 1—3 3—5 5—7	0,6 0,4 3,0 1,0
Gràphit	1—3 5,0	0,6 5,0
Wasserstoff	2,2	2,2
Blei	6,7 7,4	0,5 6,8
Natrium	0—1 1—3 3—5 5—7	0,5 1,0 2,4 1,8
Uran	3,0 1,0	6,0 0,8
Zirkon	3—5 5—7	4,5 2,0

Tab. 2.4. Emission und Resonanz-Absorption.

Die folgende Reaktion wird zum Nachweis von Neutronen verwendet: aus Bor, und zwar dem seltenen Isotop B^{10} wird über eine α-Strahlen-Emission Lithium:

$$B^{10} + n \longrightarrow Li^{7} + \alpha$$

Eine andere wichtige Reaktion ist die Herstellung von Tritium, des überschweren Wasserstoffs:

$$Li^{6} + n \longrightarrow H^{3} + \alpha$$

Tritium (H^3 oder T) ist von Interesse für die thermonukleare Reaktion (siehe Kap. 1); es kann in einem Reaktor mit langsamen Neutronen hergestellt werden. Schließlich sei noch eine weitere Reaktion thermischer Neutronen erwähnt, die für die Gewebe-Bestrahlung von Wichtigkeit ist:

$$N^{14} + n \longrightarrow C^{14} + p.$$

C^{14} bildet sich durch β-Zerfall wieder zu N^{14} zurück. Ein mit Neutronen bestrahltes Gewebe steht also unter dem ionisierenden Einfluß dieser Protonen- und Elektronen-Strahlung.

Die folgende Sauerstoff-Reaktion liefert ebenfalls ein Proton; da sie nur mit schnellen Neutronen entsteht, ist sie typisch für den Reaktor-Kern:

$$O^{16} + n \longrightarrow N^{16} + p;$$

N^{16} wird mit einer Halbwertszeit von 7,4 sec im β-Zerfall zu O^{16} zurückgebildet unter Aussendung einer starken γ-Strahlung von 7,10 bzw. 6,13 MeV. Wegen dieser Strahlung ist besondere Vorsicht nötig an Reaktoren, die Wasser enthalten, das innerhalb dieser Halbwertszeit aus dem Bereich der Abschirmung kommen kann. Entsprechende Vorsicht erfordert Luft-Bestrahlung (Kühl-Luft).

Nächst diesen mit der Kernspaltung in direktem Zusammenhang stehenden Vorgängen ist für den Reaktor die Neutronen-Bremsung das Wichtigste. Wie wir bereits sahen, kommt es viel darauf an, den Vorgang der Bremsung schnell ablaufen zu lassen, damit wenig Zeit für die Resonanz-Absorption übrigbleibt. Als Moderator kommen Stoffe kleiner Massenzahl in Frage, damit möglichst wenig Zusammenstöße die erforderliche Bremsung erzielen. Ferner soll der Moderator möglichst wenig Stellen einer Resonanz-Absorption besitzen. Die am häufigsten verwendeten Moderatoren sind Graphit und Wasser bzw. schweres Wasser (siehe Tab. 2.5). Für die

Bremssubstanz	Dauer des Bremsvorgangs sec	dabei zurückgelegter Weg cm	Lebenszeit als thermisches Neutron sec	dabei zurückgelegter Weg cm
Wasser	10^{-5}	5,74	$2{,}1 \cdot 10^{-4}$	6,43
D_2O	$2{,}9 \cdot 10^{-5}$	10,9	0,15	101
Beryllium	$7{,}8 \cdot 10^{-5}$	9,90	$4{,}3 \cdot 10^{-3}$	25,8
Graphit	$1{,}9 \cdot 10^{-4}$	18,7	$1{,}2 \cdot 10^{-2}$	53,6

Tab. 2.5. Mittlere Weglänge bei Neutronen-Bremsung und -Diffusion.

Bewertung der Reaktor-Moderatoren werden wie für alle Reaktor-Baustoffe die Wirkungsquerschnitte benutzt. Ein Moderator soll kleinen Absorptionsquerschnitt und großen Reflektionsquerschnitt haben (siehe Tab. 2.6).

in barn:	Reflektion	Absorption
H^1	20—80	0,33
D (H^2)	5,4	0,00057
Be	7	0,0010
C	4,8	0,0032
O	4,2	$< 0{,}00002$

Tab. 2.6. Wirkungsquerschnitte für thermische Neutronen. Die Werte für H_2O und D_2O ergeben sich aus der Summation der Wirkungsquerschnitte der einzelnen Kerne.

In entsprechender Weise werden die übrigen Reaktor-Baustoffe, Kühlmittel, Schmiermittel usw. beurteilt. Vor allem soll ihr Absorptionsquerschnitt klein sein. Die Beherrschung der Technologie der Reaktor-Baustoffe macht den wesentlichen Teil der heutigen Überlegenheit des Auslandes aus. Diese Kenntnisse sind nur am und mit dem Reaktor zu erwerben, denn die Reaktor-Baustoffe müssen ungewöhnlichen Bedingungen genügen: Zur starken mechanischen Beanspruchung durch Druck und Temperatur kommt die zu fordernde Widerstandsfähigkeit gegen radioaktive Bestrahlung, die u. U. Festigkeit und Form verändert, dazu Widerstand gegen chemische Reaktion, die gerade durch die Bestrahlung verstärkt wird. Das gilt alles in hohem Maße auch von dem Kühlmittel, das keine Korrosion aber einen guten Wärmeaustausch bewirken soll; es muß auch ,,pumpbar" sein, d. h. einer forcierten Zirkulation keine zu großen Schwierigkeiten bereiten. Man kühlt die Reaktoren mit Gasen wie Luft, He, CO_2, Stickstoff oder mit Wasserdampf oder mit Wasser. Mit Erfolg werden flüssige Metalle (Natrium, NaK, Wismut) und neuerdings auch organische Flüssigkeiten wie Diphenyl verwendet. Die Kunst des Reaktor-Baues besteht darin, die Verluste klein zu halten durch geeignete Formgebung, richtige Wahl der Baustoffe, der Arbeitstemperatur usw. Ein günstiges Konstruktionselement ist Zr, das aber frei von Hafnium sein muß; praktische Verwendung findet Al, vielfach auch korrosionsfester Stahl. Cd verbürgt eine gute Abschirmung gegen Neutronenstrahlung, Xe 135 ist ein gefährlicher, vergiftender Absorber, von dem noch weiter die Rede sein wird.

in barn:	Reflektion	Absorption	in barn:	Reflektion	Absorption
He	0,8	0,007	Zr	8	0,18
B	4	755	Mo	7	2,5
Na	4,0	0,53	Ag	6	60
Al	1,4	0,23	Cd	7	3300
K	1,5	2,0	In	2,2	190
Ti	4	6,0	Xe	4,3	35
V	5	4,9	Xe 135		$3,5 \cdot 10^6$
Cr	3,0	3,1	Sm		10000
Mn	2,3	13,3	Hf		105
Fe	11	2,5	Au	9,3	98
Co	5	37	Hg	20	350
Ni	17,5	4,6	Pb	11	0,17
Cu	7,2	3,7	Bi	9	0,033

Tab. 2.7. Reflektions- und Absorptions-Querschnitte thermischer Neutronen.

Die Wirkungsquerschnitte der wichtigsten Reaktor-Materialien bezüglich Absorption thermischer Neutronen zeigt Tab. 2.7, in der auf die natürlichen Isotopengemische bezogen ist. Aus Gründen der Neutronen-Absorption, aber auch vielfach mit Rücksicht auf die Vermeidung von Korrosion werden hohe Anforderungen an die chemische Reinheit der Baustoffe gestellt, so besonders bei Wasser, Al, Cd.

Nach diesem Überblick über das Verhalten der Neutronen in den bei der Kettenreaktion anwesenden Stoffen kommen wir zur ersten Übersicht einer Neutronenbilanz in einem Reaktor. In diesem sind die Spaltstoffe entweder innerhalb des Moderators nach Art eines räumlichen Gitters als Stäbe oder Stangen angeordnet (Abb. 2.6) oder mit dem Moderator z. B.

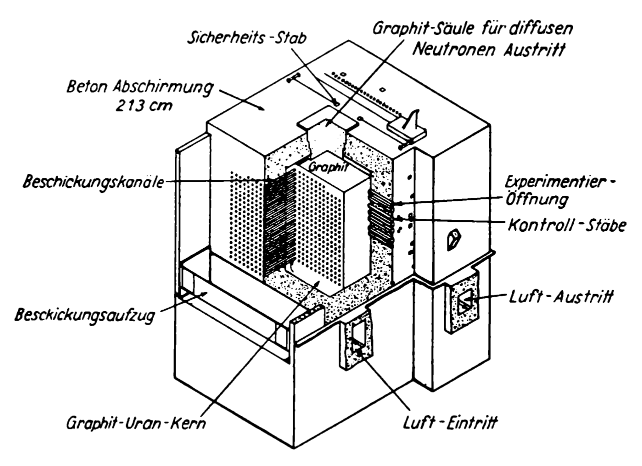


Abb. 2.6. Schema des luftgekühlten, Graphit-moderierten Reaktors von Oak Ridge.

als Lösung innig vermischt. Die bei der Kernreaktion entstehende Wärme ist durch ein Kühlsystem abzuführen, das meist als den Brennstoff umschließende koaxiale Röhren ausgebildet ist. Zusätzlich eingeführte Neutronen-Absorber aus Kadmium, Bor, Hafnium usw. erlauben die Regulierung und Abschaltung der Reaktion. Um die Neutronen-Bilanz zu verbessern, wird der ganze Reaktor von einem die Neutronen vorzugsweise reflektierenden Medium, z. B. Beryllium umgeben. Außen umschließt den Reaktor der biologische Strahlungsschutz aus besonders dichtem schweren Beton. Ein Reaktor für natürliches Uran muß entweder Graphit oder schweres Wasser als Moderator bekommen. Mit gewöhnlichem Wasser und natürlichem Uran läßt sich kein Multiplikationsfaktor größer als 1 erzielen. Reaktoren mit natürlichem Uran müssen heterogen ausgeführt werden, denn wegen der starken Absorption des U 238 muß genügend Moderator-Substanz zwischen die Uran-Stäbe eingefügt werden.

In einem Reaktor mit natürlichem Uran tritt die bereits erwähnte Neutronen-Reaktion des U 238 auf, als deren Folge sich Pu 239 bildet, welches seinerseits ebenso wie U 235 mit thermischen Neutronen spaltet. Die folgende Neutronenbilanz eines Reaktors mit natürlichem Uran berücksichtigt diesen Effekt (Abb. 2.7). Von 1000 schnellen Spaltungsneutronen werden z. B. 190 noch vor ihrer Bremsung verbraucht, und zwar gehen 80 verloren durch Verlust nach außen oder durch Absorption in den Baustoffen usw. 110 werden im Uran absorbiert, von diesen bewirken 11 eine Spaltung des U 238, dabei entstehen 22 neue schnelle Neutronen. Die

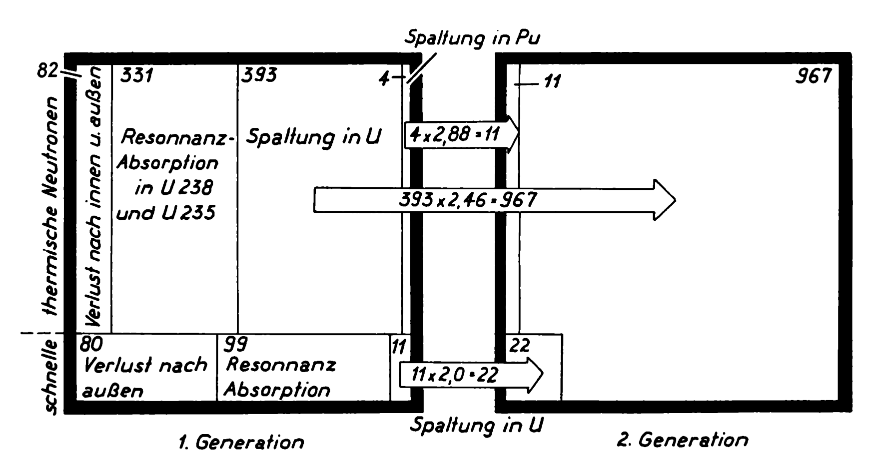


Abb. 2.7. Schematische Neutronenbilanz eines Reaktors mit natürlichem Uran.

anderen 810 Neutronen werden gebremst, dabei gehen 82 nach außen verloren oder werden in den Baustoffen absorbiert. Von den übrigen 728 werden 4 im Pu 239 absorbiert und erzeugen $4 \times 2{,}88 = 11$ Neutronen. (Die Absorptionsverluste im Pu sind in den Verlust von 82 Neutronen eingerechnet). 724 thermische Neutronen werden im Uran absorbiert, von ihnen bewirken 393 eine Spaltung von U 235, sie erzeugen $393 \times 2{,}46 = 967$ neue Neutronen. Die anderen 331 werden absorbiert, teils in U 238 teils in U 235. Insgesamt sind $22 + 11 + 967 = 1000$ neue Neutronen als zweite Generation entstanden.

Die Folge der Neutronen-Generationen kann nicht beliebig fortgesetzt werden. Die Absorption der Neutronen in den Spaltprodukten verhindert die restlose Ausnutzung des U 235. Die graphische Darstellung der Abb. 2.8 gibt für den Fall des natürlichen Urans an, wie sich das Isotopen-Verhältnis durch die „Verbrennung" im Reaktor wandelt. Eine Ausnutzung über den hier angenommenen Restanteil des U 235 hinaus dürfte sehr schwierig

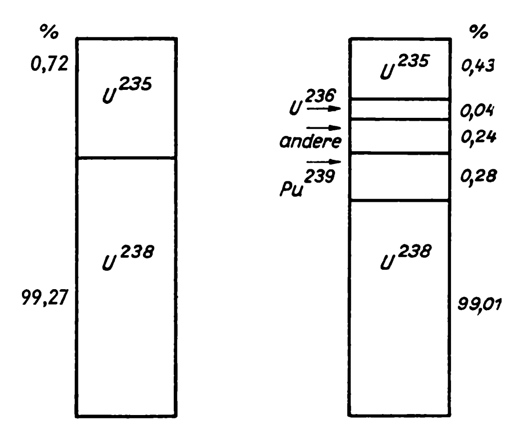


Abb. 2.8. Veränderung des Isotopen-Gemisches durch Spaltung.

sein. Der Grad des „Abbrandes„ des U 235 hängt davon ab, welche Überschuß-Reaktivität der Reaktor enthält, um der Absorption der Spaltprodukte entgegenzuwirken, oder ob diese Spaltprodukte in einem kontinuierlichen Prozeß, z. B. bei umlaufendem flüssigen Brennstoff, entfernt werden können.

Formelmäßig wird die Neutronen-Bilanz von der Aufspaltung des Multiplikationsfaktors k in 4 Faktoren erfaßt. Diese sogenannten Vier-Faktor-Formel wird zunächst für einen unendlichen, also nach außen verlustfreien Reaktor aufgestellt. Man bezieht auf die Neutronen-Einheit und argumentiert wie folgt:

Von den schnellen Neutronen werden in einem Reaktor mit z. B. natürlichem Uran einige bei den Resonanzstellen des U 238 absorbiert; den Anteil der übrigbleibenden nennen wir p *). Andere schnelle Neutronen werden Uranatome zur Spaltung bringen und neue Neutronen bilden; den Anteil der neugebildeten bezeichnet man mit ε. Wenn wir von äußeren Verlusten absehen, werden im thermischen Reaktor mit langsamen Neutronen alle übrigen Neutronen auf thermische Geschwindigkeit abgebremst, ein Teil der gebremsten geht im Reaktor verloren, die übrigbleibenden bezeichnen wir mit f. Dieser Anteil f wird im Uran absorbiert. Aber nicht alle der absorbierten Neutronen erzeugen neue, weil U 238 nicht mit thermischen Neutronen spaltet. Den Anteil der neu erzeugten Neutronen je absorbiertem Neutron nennen wir η und damit kommen wir zur nachstehenden Formel für den Multiplikationsfaktor:

$$k_{\infty} = \varepsilon \eta p f \geqq 1.$$

*) Siehe hierzu die klassische Mitteilung von *E. Fermi:* Elementary Theory of Chain-reacting Pile, Science 10. Jan. 1947.

Die Berechnung der Faktoren bezieht man auf eine geometrisch vereinfachte zylindrische Zelle im unendlich ausgedehnten Reaktor, deren Mittelpunkt (beim heterogenen Reaktor) einer der Uran-Stäbe bildet.

Der Faktor ε — also der Anteil neuer Neutronen aus schneller Spaltung — muß von der Dicke der verwendeten Uranstäbe oder der Konzentration der Uran-Lösung abhängen, denn je mehr Uran von den noch nicht thermalisierten Neutronen getroffen wird, desto mehr neue Neutronen entstehen mit schnellen Neutronen. Abb. 2.9 zeigt die für natürliches Uran errechnete Variation mit dem Radius der Uran-Stäbe. Ein gebräuchlicher

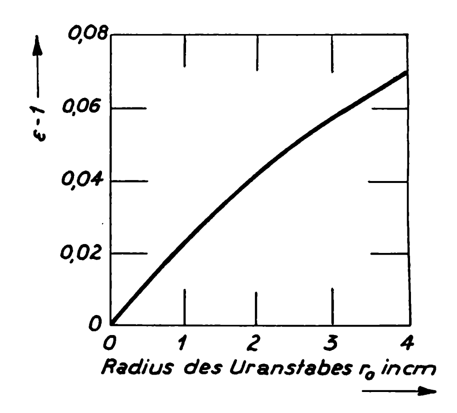


Abb. 2.9. ε als Funktion des Radius der Uran-Stäbe im Graphit-Reaktor mit natürlichem Uran (nach *R. L. Murray*).

Wert ist 3 cm als Durchmesser des Uran-Stabes, also $\varepsilon = 1{,}03$. ε ist gleich 1 für 100% im U 235 angereicherten Brennstoff, weil dann die Rücksicht auf U 238 entfällt.

Der Faktor η gibt die Zahl der neu entstehenden Neutronen bezogen auf die Zahl der insgesamt im Brennstoff absorbierten Neutronen. Zu der Zahl der je Spaltung erzeugten Neutronen (siehe Tab. 2.1) ergibt sich also folgender Zusammenhang:

$$\eta = \nu \cdot \frac{\text{Neutronen, die spalten}}{\text{alle im Brennstoff absorbierten Neutronen}} .$$

Für natürliches Uran bestimmt sich obiger Bruch wie folgt:

Zahl der absorbierten Neutronen:

$$\varepsilon_{ab}\ (\text{nat. U}) = \text{N}\ 235\ \sigma_{ab}\ (235) + \text{N}\ 235\ \sigma_{sp}\ (235) + \text{N}\ 238\ \sigma_{ab}\ (238).$$

Zahl der Spaltungs-Neutronen:

$$\varepsilon_{sp}\ (\text{nat. U}) = \varepsilon_{sp}\ (\text{U } 235) = \nu \cdot \text{N } 235\ \sigma_{sp}\ (235).$$

$$\eta = \frac{\varepsilon_{sp}}{\varepsilon_{ab}} = \frac{\nu \cdot \text{N } 235\ \sigma_{sp}\ (235)}{\text{N } 235\ \sigma_{ab}\ (235) + \text{N } 235\ \sigma_{sp}\ (235) + \text{N } 238\ \sigma_{ab}\ (238)}$$

Mit dem Isotopenverhältnis:

$$\text{N } 238/\text{N } 235 = 137{,}875$$

und mit den Zahlenwerten aus Tabelle 2.1 und Tabelle 2.3 wird

$$\eta = \frac{2{,}46 \cdot 590}{108 + 590 + (137{,}875 \cdot 2{,}8)} = 1{,}3.$$

Für reines U 235 wird

$$\eta = \nu/(1 + \sigma_{ab}/\sigma_{sp})$$

oder mit der üblichen Abkürzung von

$$\alpha = \sigma_{ab}/\sigma_{sp}$$

$$\eta = \nu\ (1 + \alpha) \qquad \text{oder} \qquad \eta = \nu - \alpha\eta.$$

α ist eine Funktion der Neutronen-Energie wie Tab. 2.8 veranschaulicht*). Da die mittlere Neutronen-Energie innerhalb eines Reaktors variiert, ist α auch eine Funktion des Ortes im Reaktor.

	U 233	U 235	Pu 239
ν	2,54	2,46	2,88
η (α) bei thermischer[1]) Energie	2,31[2])	2,08[3])	2,03
(α) bei thermischer Energie	0,132	0,184	0,42
α bei etwa 10^2 eV	rel. konstant	0,52	0,72
10^3 eV		0,48	0,60
10^4 eV		0,35	0,48
10^5 eV		0,13	0,18
$5 \cdot 10^5$ eV		$< 0{,}1$	$< 0{,}1$

Tab. 2.8. α als Funktion der Neutronenenergie. 1) entspr. einer Neutronen-Geschwindigkeit von 2200 m/sec, 2) nach *P. E. Spivak* u. a. 2,28 ± 0,02, 3) nach *P. E. Spivak* u. a. 2,06 ± 0,02.

Die Faktoren p und f sind im Vergleich hierzu nicht so einfach zu bestimmen. Sie hängen wesentlich von der räumlichen Anordnung und dem Neutronenfluß ab. Beide Faktoren p und f wirken einander entgegen. Die dem Resonanzeinfang entgehenden schnellen Neutronen, also der Anteil p, werden immer weniger je enger die Uran-Stäbe im Reaktor beieinander

*) Siehe auch: *H. Palevsky, D. J. Hughes, R. L. Zimmermann* und *R. M. Eisberg*, J. Nuc. Energy **3**, 3, 177 (1956); ferner *P. E. Spivak* u. a. J. Nuc. Energy II, **4**, I, 70 u. 79 (1957).

stehen oder je dicker diese Stäbe sind. Umgekehrt aber werden unter denselben Bedingungen die thermischen Neutronen zahlreicher im Uran absorbiert, es wird also der Faktor f größer. Die Abb. 2.10 und 2.11 zeigen diesen Zusammenhang beim Graphit-Reaktor mit natürlichem Uran r_0 ist der Radius des Uranstabes, r_1 der Radius der Reaktor-Zelle, die vornehmlich vom Moderator ausgefüllt ist. Es ergeben sich optimale Werte für k_∞ bei verschiedenen Kombinationen von r_0 und r_1 (Abb. 2.12). Für den er-

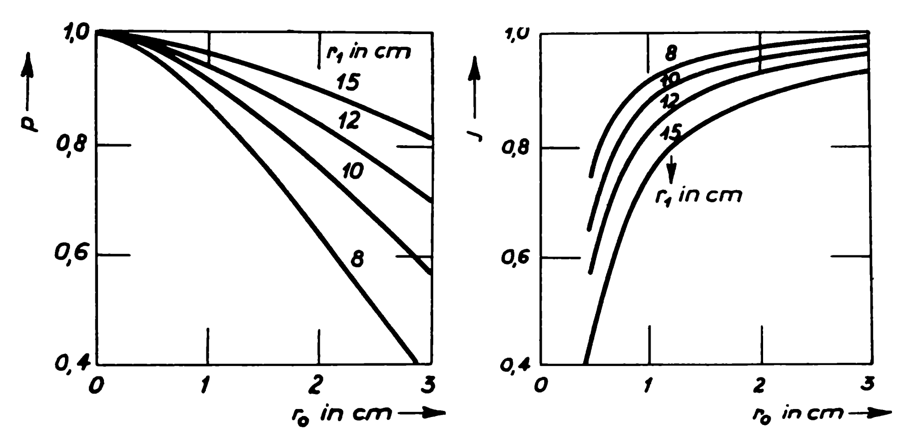


Abb. 2.10. p als Funktion von r_0 und r_1 im Graphit-Reaktor mit natürlichem Uran (nach *R. L. Murray*).

Abb. 2.11. f als Funktion von r_0 und r_1 im Graphit-Reaktor mit natürlichem Uran (nach *R. L. Murray*).

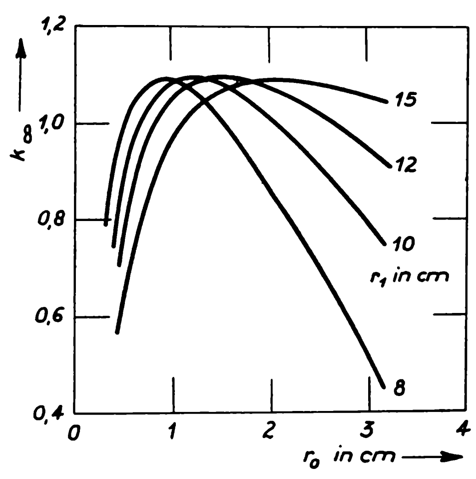


Abb. 2.12. k_∞ als Funktion von r_0 und r_1 im Graphit-Reaktor mit natürlichem Uran (nach *R. L. Murray*).

wähnten Wert von $r_0 = 1{,}5$ ergibt sich ein optimales r_1 von 12 cm, also ein Abstand der einzelnen Uran-Stäbe von 24 cm.

Die starke Resonanzabsorption des U 238 für schnelle Neutronen hat wie erwähnt zur Folge, daß zur Verminderung dieser Neutronen-Verluste die Reaktoren für natürliches Uran heterogen ausgeführt werden müssen, d. h., es muß genügend Moderator-Substanz zwischen die Uran-Stäbe eingefügt werden. Aus dem gleichen Grunde muß ein homogener Reaktor, d. h., ein Reaktor, in dem Spaltstoff und Bremsmittel innig vermischt sind, mit U 235 stark angereichertes Uran benutzen.

Die Kurven der Abb. 2.10 bis 2.12 gelten nur angenähert, da in ihnen die Verluste in den Konstruktionsmaterialien, im Kühlmittel, die örtliche Variation des Neutronenflusses usw. nicht berücksichtigt sind. Die Einbeziehung aller dieser Einflüsse ist Gegenstand einer vollständigen Reaktor-Theorie, für die auf Lehrbücher verwiesen sei.

Lediglich nach einer anderen Seite ist noch zu ergänzen: Wir hatten bisher angenommen, daß der Reaktor unbegrenzt sein sollte, damit keine Neutronen-Verluste entstehen. Um die endliche Größe und den Neutronen-Verlust zu erfassen, teilt man die Neutronen wieder in Gruppen ein. Erstens den Anteil L_s der nicht verlorengehenden schnellen Neutronen und zweitens den Anteil L_t der nicht verlorenen thermischen Neutronen.

Mit Hilfe dieser beiden Faktoren entsteht aus dem bisherigen Multiplikationsfaktor k_∞ der effektive Multiplikationsfaktor

$$k_{\text{eff}} = k_\infty \cdot L_s \cdot L_t = 1,$$

worin bedeutet:

$$L_s = \exp\left(- K^2 \cdot \tau\right)$$

und

$$L_t = 1/(1 + K^2 L^2);$$

also

$$k_{\text{eff}} = \varepsilon\, p\, f\, \eta\, \frac{\exp\left(- K^2\, \tau\right)}{1 + K^2 L^2} = 1.$$

τ steht in Beziehung zum mittleren Quadrat, der von den Neutronen während der Bremsung zurückgelegten Entfernung; L^2 ist das entsprechende Entfernungsquadrat des Weges der thermischen Neutronen, den diese bis zu ihrer Absorption zurücklegen. K ist ein Formfaktor. Da damit alle Neutronen-Verluste erfaßt sind, darf k_{eff} nicht mehr größer als 1 werden, wenn ein stabiler Zustand des Reaktors erstrebt ist. Lediglich beim Anfahren des Reaktors darf kurzzeitig ein k_{eff} größer als 1 zugelassen werden. Über praktische Werte der Parameter K, L und τ gibt die Tab. 2.9 Auskunft.

Mit diesen Daten kann die angenäherte Berechnung eines Reaktors durchgeführt werden. Praktisch geht man von gewissen Annahmen über Größe und Abmessungen aus, bestimmt die effektive Multiplikationskon-

stante und verändert danach die angenommene Größe des Reaktors bis ein k_{eff} erreicht ist, das dicht über 1 liegt. Die genauen Rechnungen sind wesentlich umständlicher.

Reaktor-Form	K^2 (cm^{-2})		L (cm)	τ (cm^2)
Kugel vom Radius R	$\left(\frac{\pi}{R}\right)^2$	H_2O	2,88	33
Würfel von Kante S	$3\left(\frac{\pi}{S}\right)^2$	D_2O C	171 50	120 300
Kreiszylinder von Radius R und Höhe H	$\left(\frac{2{,}405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$	Be	24	98
Quader mit Kanten a, b, c.	$\left(\frac{\pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c}\right)^2$			

Tab. 2.9. Parameter des effektiven Multiplikationsfaktors.

Als Beispiel für praktische Werte seien die Daten des auf der Genfer Ausstellung gezeigten amerikanischen Reaktors wiederholt (Tab. 2.10).

3,66 kg U 235 }
15,27 kg U 238 } fast 20% angereichert
74,0 kg Al
57,1 kg H_2O
2,8 kg B_4C für 3 Kontrollstäbe in Al-Umhüllung.

$\eta = 2{,}09$ $\quad k_{\text{eff}} = 1{,}004;$
$\varepsilon = 1{,}002$
$p = 0{,}97$ $\quad k_{\infty} = 1{,}568$
$f = 0{,}7721$

Fluß thermischer Neutronen:
$7{,}3 \cdot 10^{11}$ Neutronen cm^{-2} sec^{-1} je 100 kW.

Tab. 2.10. Daten des Genfer Reaktors.

Der erste von *Fermi* gebaute Reaktor verwendete natürliches Uran, und zwar sowohl in der Form von Uran-Metall (im inneren Teil) und von Uran-Oxyd (im äußeren Teil des Reaktor-Kernes). Der Reaktor hatte weder Kühlung noch biologischen Strahlungsschutz. Er wurde deshalb nur mit 2 kW Wärmeleistung betrieben, für 1 bis 2 Stunden auch mit höherer Leistung bis zu 100 kW. Bei 100 kW ergab sich ein Neutronenfluß von $4 \cdot 10^{10}$ Neutronen je cm^2 sec. Abb. 2.13 zeigt das klassische Bild dieses ersten Reaktors.

Außen sind die Graphit-Klötze sichtbar, die zur Bremsung und Reflektion dienen. Im Inneren verborgen sind in regelmäßigen Abständen Blöcke

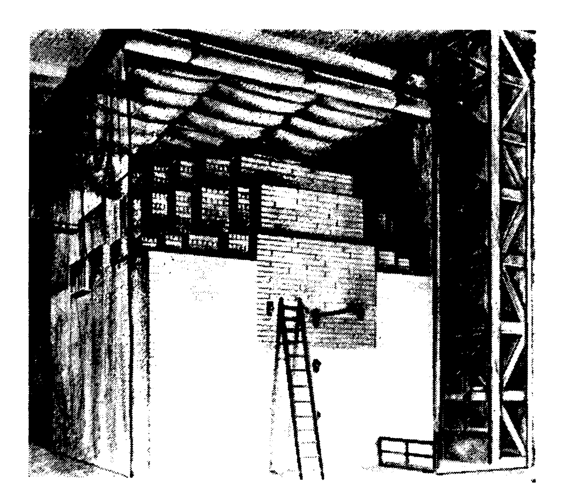


Abb. 2.13. *Fermis* erster Reaktor.

und Stäbe aus natürlichem Uran. Die Stäbe an der Vorderseite dienen zur Kontrolle und bestehen aus Kadmium oder Bor. Größe und Zahl der Stäbe sind so berechnet, daß man durch Hineinschieben die Reaktion zum Stillstand bringen kann. Dieser erste Reaktor hatte noch keine Einrichtung für automatische Kontrolle seiner Reaktivität, die damals noch durch Handbedienung dieser Kontrollstäbe gesteuert wurde.

Seine Größe wird mit 5,20 m für die Länge der Würfelkante angegeben. Der Reaktor wurde nach Beendigung der Versuche wieder abgebaut.

II. Der Reaktor

Kapitel 3. Reaktoren-Technik

Allgemeines

Wie wir im vorhergehenden Kapitel gesehen haben, wird im allgemeinen der Reaktor so bemessen, daß gerade der Neutronen-Überschuß aus den verzögerten Neutronen die Kettenreaktion fortsetzt. Die Steuerung wird üblicherweise mit mechanischen Mitteln, mit Hilfe der erwähnten Kontrollstäbe, ausgeführt; je geringer der Anteil an verzögerten Neutronen, um so schneller müssen die Kontrollstäbe bewegt werden und um so schwieriger wird die Steuerung. Glücklicherweise kann als weiteres Hilfsmittel der Steuerung die Reaktortemperatur benutzt werden. Eine Verstärkung der Kettenreaktion führt zu erhöhter Temperatur im Innern des Reaktors. Mit der Temperatur-Änderung ändert sich das Spektrum der Neutronen, was den Übergang zu kleinerem Spaltungsquerschnitt bei steigender Temperatur zur Folge hat; bei schnellen Änderungen ist der Neutronen-Einfang im Brennstoff maßgebend. Dadurch aber wird u. a. die Moderator- und die Neutronendichte, also die Häufigkeit der möglichen Spaltprozesse, vermindert. Diese Selbstregelung eines Reaktors bezeichnet man als negativen Temperaturkoeffizient, und macht davon zur Erhöhung der Stabilität Gebrauch. Man sucht statische und dynamische Stabilität durch geeignete Bemessung zu erzielen, um die Kontrolle auch bei Temperaturschwankungen oder Belastungsänderungen zu vereinfachen und in der Hand zu haben. Die Überlegung, welchen Lastschwankungen der gesuchte Reaktor entsprechen soll, beeinflußt daher die Wahl des Reaktor-Typs. Am bequemsten ist es, wenn der Reaktor konstant mit gleicher Last betrieben werden soll.

Am stärksten wird die Wahl des zu verwendenden Reaktors durch den zur Verfügung stehenden Brennstoff bedingt. Die Verwendung von natürlichem Uran verlangt Graphit oder D_2O als Moderator. Mit leichtem Wasser und natürlichem Uran kann man die kritische Bedingung $k = 1$ nicht erreichen. Je höher U 235 angereichert wurde, um so freizügiger ist man in der Wahl des Reaktortyps. Als Grundregel gilt: die erforderliche Größe des Reaktors hängt in erster Linie von der mittleren freien Weglänge ab, die ein Neutron vom Augenblick seiner Erzeugung bis zur Absorption zur Verfügung hat. Sie wird von den verwendeten Bau- und Brennstoffen bestimmt. Das Verhältnis der vom Neutron insgesamt zurückgelegten Weglänge λ zur Abmessung r des Reaktorkerns steht in folgender Beziehung zum Multiplikationsfaktor k:

$$\lambda/r = \sqrt{k - 1}$$

Da λ für thermische Neutronen größer ist als für schnelle Neutronen, ist unter sonst gleichen Bedingungen ein schneller Reaktor kleiner als ein

thermischer. Tab. 3.1 veranschaulicht die Größenanordnung von r für die verschiedenen Typen. Die notwendigerweise großen Abmessungen des Reaktors mit Graphit und natürlichem Uran sind hieraus ersichtlich, sie erschweren eine wirtschaftliche Energiegewinnung sehr; deshalb werden solche Reaktoren entweder nur für Plutoniumerzeugung oder für dessen zusätzliche Gewinnung gebaut.

Brennstoff	Moderator	Kühlmittel	r m
natürliches U	Graphit	Luft	7—8
natürliches U	D_2O	D_2O	3
leicht angereichertes U	Graphit	Natrium	2,5
leicht angereichertes U	H_2O	H_2O	1,5
sehr stark angereichertes U	H_2O	H_2O	0,5

Tab. 3.1. Abmessung des Reaktorkerns in thermischen Reaktoren.

Die ersten technischen Reaktoren, bei denen man mangels angereicherter Brennstoffe noch auf natürliches Uran angewiesen war, dienten diesem militärischen Zweck der Plutonium-Gewinnung; es kam auf die Wirtschaftlichkeit nicht an. Die später entwickelten Reaktoren wurden für Forschungszwecke auf hohen Neutronenfluß gezüchtet, wobei auch keine Rücksicht auf Wirtschaftlichkeit zu nehmen war. Diese Aufgabe wird erst für die modernen Leistungsreaktoren — für Antrieb oder für Stromerzeugung — wichtig. Die ersten Industrie-Reaktoren arbeiteten alle nach demselben Prinzip: Natur-Uran, Graphit als Moderator, Luft- oder Wasserkühlung (Abb. 2.6 und 3.1). Sie sind eigentlich nichts anderes als eine vergrößerte Kopie des ersten Meilers. Hinter der nunmehr vorgesehenen Beton-Schutzwand befindet sich der Graphit-Moderator, der vielfach durchbohrt ist. In diese Bohrungen werden Büchsen mit natürlichem Uran eingeschoben. Die Büchsen sind gasdicht in Aluminium gekapselt. In ihnen findet die Kern-Reaktion statt. Mit zunehmender Ausnutzung des in ihnen befindlichen Anteiles von U 235 an natürlichen Uran werden die Büchsen durch neue vorn eingefügte langsam durch den Reaktor geschoben (Abb. 3.1), bis sie hinten herausfallen und in einen Wasserkanal (weil jetzt stark radioaktiv) und dann zur Aufbereitungsfabrik geführt werden.

Für die Aufbereitung sind umfangreiche und teure Industrie-Anlagen erforderlich. Teuer ganz besonders deshalb, weil vollautomatisierte Arbeitsprozesse erforderlich sind, um die Strahlungs-Gefährdung der Bedienung auszuschließen. Solche Werke sind bisher nur in USA, in England und in Rußland errichtet worden, und in diesen Fabriken liegt vornehmlich der große industrielle Fortschritt dieser Länder auf dem Gebiet der Kerntechnik. Allein die Existenz dieser Fabriken — zusammen mit den noch umfangreicheren Anlagen für die Isotopen-Anreicherung — wirkt bestimmend auf die Verteilung des zukünftigen Wirtschaftspotentials der Erde. Es kommt daher einer Verbilligung der Aufbereitungs- und Trennverfahren

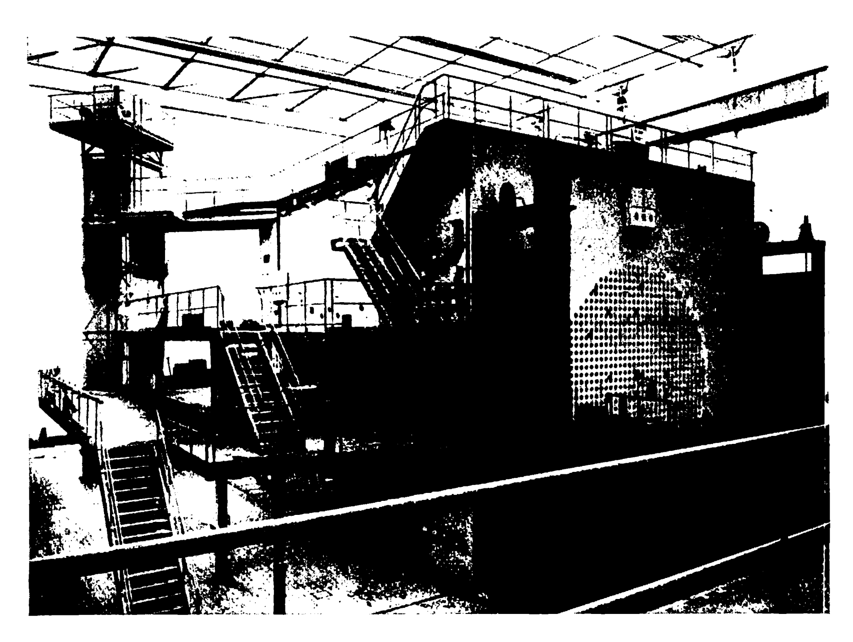


Abb. 3.1. Belgischer Graphit Reaktor in Mol-Donk, (mit freundlicher Genehmigung des Centre d'Etudes pour les Applications de l'Energie Nucleaire).

eine hohe Bedeutung zu. Wir stehen damit am Vorabend einer Neuverteilung der wirtschaftlichen Schwerpunkte auf der Erde. Da zur Zeit nur an wenigen Stellen diese Verfahrens-Technik konzentriert ist, besteht die Frage, ob dies so bleiben wird, oder ob der europäische Kontinent sein industrielles Schwergewicht auch im Zeitalter der Kernenergie behalten kann. Diese Frage wird nicht dadurch beantwortet, daß auch in Kontinental-Europa Reaktoren in Betrieb genommen werden, sondern bleibt eine davon unabhängige wirtschaftlich-technische Aufgabe.

Der Wirkungsgrad eines auf Dampferzeugung bzw. auf die Gewinnung elektrischer Energie abgestellten Reaktors ist von zwei verschiedenen Faktoren abhängig. Zunächst gilt die *Carnot*sche Bedingung, daß der Wirkungsgrad proportional der zur Verfügung stehenden Temperaturdifferenz ist. Wenngleich der Kernprozeß als solcher die Möglichkeit gibt, nahezu beliebige Temperaturen zu erreichen, ist man in einem kontinuierlich arbeitenden Reaktor doch daran gebunden, eine Höchsttemperatur im Innern des Reaktors einzuhalten, welche hauptsächlich durch die zur Verfügung stehenden Baustoffe bedingt ist. So ist z. B. zu beachten, daß die im allgemeinen metallische Einhüllung des Reaktor-Brennstoffes ihre Gasdichtigkeit auch bei der höchsten Betriebstemperatur behält. Eine Undichtigkeit z. B. der Brennstoffelemente oder des Reaktor-Kessels kann eine

unliebsame radioaktive Verseuchung zur Folge haben, die zum Abbau des ganzen Reaktors zwingen kann. Bisher ist man nicht über die Temperatur des ersten Umwandlungspunktes des Urans bei 662 °C hinausgegangen.

Andererseits nimmt wie erwähnt die Leistung eines Reaktors bei Zunahme der Temperatur des Kühlmittels ab. In guter Näherung ergibt sich (bei festgehaltener Innentemperatur) ein linearer Abfall der Reaktorleistung mit zunehmender Steigerung der Kühlmittel-Temperatur am Reaktor-Ausgang nach folgender Gleichung:

$$W = C\,(T_1 - T),$$

in der bedeutet: W die erzeugte Wärme, C eine durch die Reaktor-Konstruktion gegebene Konstante (Wärmeübergang an der Oberfläche der Brennstoffelemente), T_1 die Höchsttemperatur in °K im Innern des Reaktors, T die Temperatur in °K des Kühlmittels am Reaktorausgang.

Aus dieser Gleichung in Verbindung mit der Gleichung für den Wirkungsgrad

$$\varphi = \varphi_0\,(T - T_2)/T$$

läßt sich diejenige Temperatur errechnen, bei der das Produkt von Wärmeleistung und Wirkungsgrad ein Maximum ist. In der Gleichung für den Wirkungsgrad bedeuten:

φ den Wirkungsgrad der Gesamtübertragung von Wärme zu elektrischer Energie,

T_2 die niedrigste Temperatur in °K im Kondensator.

Die Temperatur für maximale Leistung $\varphi \cdot W$ ergibt sich in bekannter Weise zu:

$$T_{\varphi W} = \sqrt{T_1 \cdot T_2}.$$

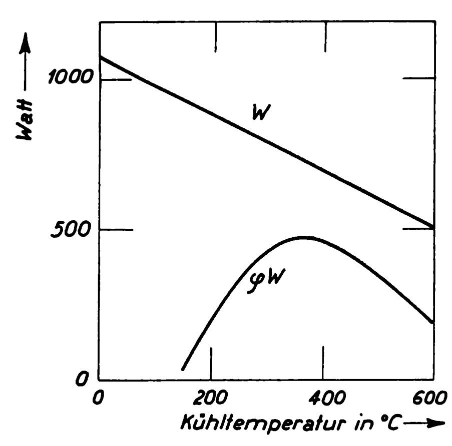


Abb. 3.2. Reaktorleistung W und Wirkungsgrad φ als Funktion der Reaktortemperatur.

Wählt man für T_1 als extremen Grenzfall eine Temperatur von 1100 °C, d. h. dicht unter der Schmelztemperatur des Uraniums (1125 °C), so erhält man für maximale Reaktor-Leistung eine Temperatur des Kühlmittels am Ausgang des Reaktors von nur 369 °C. Diese Abschätzung nach *F. T. Miles* und *J. Kaplan* (Abb. 3.2) zeigt, daß man mit Kühlmittel-Temperaturen rechnen muß, die wesentlich niedriger liegen, als man es von der normalen Dampferzeugung mittels Verbrennung gewohnt ist. Dies ist ein wichtiger

Punkt für die Gestaltung der Wärmeaustauscher und die Bemessung der Turbine, die in den meisten Fällen für Niederdruck auszulegen und mit Wasserabscheidern zu versehen ist.

Da das im Reaktor entstehende Plutonium auch seinerseits mit thermischen Neutronen spaltet, könnte man annehmen, daß nach und nach aller Brennstoff im Reaktor verbraucht wird. Dies ist leider nicht der Fall, denn viele der bei der Spaltung entstehenden Stoffe wirken als schädliche Neutronenabsorber. Man sagt, sie „vergiften" den Reaktor. Die stärkste Absorption bewirkt Xe 135, sein Absorptionsquerschnitt beträgt $3{,}5 \cdot 10^6$ barn. Es entsteht und zerfällt nach einem β-Zerfall:

$$\underset{2\ \text{min}}{\text{Te } 135} \longrightarrow \underset{6{,}7\ \text{h}}{\text{I } 135} \longrightarrow \underset{9{,}2\ \text{h}}{\text{Xe } 135} \longrightarrow \underset{2{,}1 \cdot 10^4 \text{a}}{\text{Cs } 135} \longrightarrow \text{Ba } 135.$$

5,6% der thermischen Spaltung von U 235 ergeben den Ausgangsstoff Te 135, der zu Xe zerfällt; außerdem ergeben 0,3% direkt Xe 135.

Zusammen sind es also fast 6% aller Spaltungen, die diesen Absorber erzeugen. Ein Teil von Xe 135 wird durch den schädlichen Neutroneneinfang zu dem dann unschädlichen Xe 136 (Absorptionsquerschnitt 5 barn). Ein anderer Teil zerfällt nach der angegebenen Reaktion. Im Betriebe des Reaktors stellt sich ein Gleichgewicht zwischen erzeugtem und umgewandeltem Xe ein. Das Verhältnis zwischen den im Vergifter absorbierten thermischen Neutronen zu den im Brennstoff absorbierten bezeichnet man als Grad der Vergiftung.

Ähnlich wie Xe 135 wirkt Sm 149 ($\sigma_{ab} = 5{,}3 \cdot 10^4$ barn), das ebenfalls im Reaktor entsteht, und zwar als stabiles Endprodukt des folgenden β-Zerfalls:

$$\underset{1{,}7\ \text{h}}{\text{Nd } 149} \longrightarrow \underset{47\ \text{h}}{\text{Pm } 149} \longrightarrow \text{Sm } 149$$

Die Abhängigkeit des Xe-Gleichgewichtes vom Neutronenfluß zeigt Abb. 3.3. Diese Vergiftung ist auch einer der Gründe dafür, daß man Kernreaktoren für Kraftwerke nicht zur Spitzendeckung, sondern nur für Grundlast verwenden will. Wegen der langen Lebenszeit von I 135 und Xe 135 macht sich nämlich die Vergiftung nach dem Abschalten erst recht bemerkbar. Wie Abb. 3.4 zeigt, liegt das Maximum bei etwa 11 h nach Stilllegung und ist abhängig vom Neutronenfluß. Man darf also nach dem Abschalten des Reaktors nicht mit dem Wiedereinschalten zögern, falls man nicht sehr lange auf die Möglichkeit hierzu warten will. Dies wird bei hohem Neutronenfluß besonders kritisch.

Durch die Entstehung der Spaltprodukte im Innern der Brennstoffelemente wird das vergiftende Xenon ebenso wie das radioaktive Krypton (Kr 85) dort eingeschlossen. Es bildet sich eine Art Lösung dieser Gase im Metallkörper. Durch besondere Experimente*) ist erwiesen, daß die Diffu-

*) Siehe *M. B. Reynolds:* The Diffusion of Fission Krypton from Metallic Uranium, Nuc. Sc. and Eng. **1**, 5, 374 (1956).

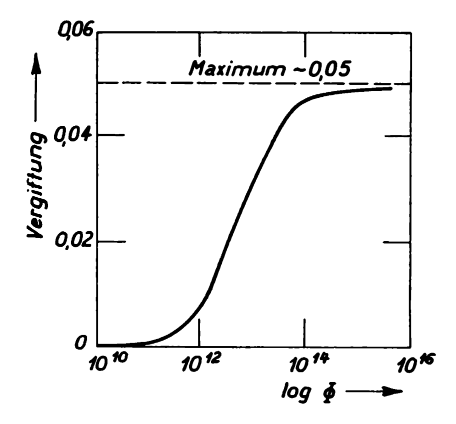


Abb. 3.3. Xenon-Vergiftung als Funktion des Neutronen-Flusses (nach *R. Stephenson*).

sion dieser Edelgase aus dem Metall heraus nur sehr langsam vor sich geht. Bei einer Temperatur unter 1000 °C ist die Gas-Entwicklung vernachlässigbar, bei höheren Temperaturen, insbesondere bei schnellen Temperatur-Wechsel (Abkühlung auf Raum-Temperatur) kommt eine so heftige Gasentwicklung zustande, daß der Uran-Metallkörper aufgebläht wird. Da aber in einem normal betriebenen Reaktor dieser häufige Temperatur-Wechsel bzw. eine Temperatur über 1000 °C nicht eintritt, ist es unmöglich, aus metallischem Brennstoff die Xenon-Vergiftung noch während des Betriebs zu entfernen. Nicht-metallische Brennstoff-Kompositionen sollten in dieser Beziehung günstiger sein. Man hofft, daß die Brennstoffkugeln der BBC, die aus Uran-Karbid und Graphit gesintert werden, eine einfache Aufbereitung mittels Zermahlung und Flotationstrennung erlauben, wenn nämlich die Spaltprodukte sich nur dem Graphit anlagern, weil die eigent-

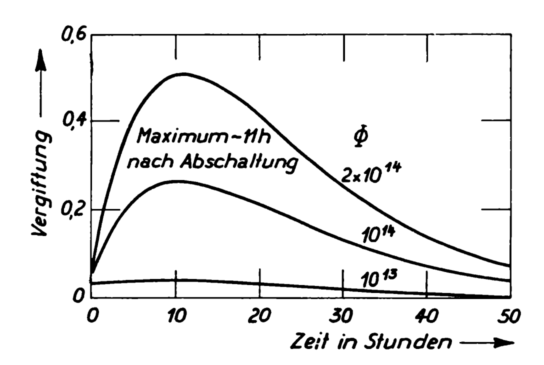


Abb. 3.4. Xenon-Vergiftung nach Ausschalten des Reaktors in Abhängigkeit vom Neutronenfluß (nach *R. Stephenson*).

lichen Brennstoffpartikel genügend klein d. h. kleiner als die Reichweite der Bruchstücke gemacht worden sind.

Die Vergiftung ist die Ursache, daß jeder Reaktor nach einer gewissen Betriebszeit neu beschickt werden muß, sofern er nicht gleich so gebaut ist, daß der Brennstoff in kontinuierlichem Vorgang gereinigt wird. Wenn manchmal so gerechnet wird, als könne jedes Gramm Uran oder Thorium, das im Bergbau gewonnen wird, auch in Spaltungsenergie verwandelt werden, so ist dies schon wegen der unvermeidlichen Vergiftung insoweit irreführend, als eine chemische Aufarbeitung der Rückstände erforderlich ist.

Die Spaltung des natürlichen Urans kann höchstens bis zu einem Restanteil des nicht ausnutzbaren Urans 235 von 0,2% durchgeführt werden. An dem Problem der besseren Brennstoff-Ausnutzung wird überall intensiv gearbeitet. Man muß der Vergiftung dadurch Rechnung tragen, daß man den Reaktor soweit als möglich überdimensioniert und mit zurückgeschobenen Kontrollstäben die Vergiftung kompensiert, oder daß man den Brennstoff kontinuierlich umlaufen läßt und reinigt. In jedem Falle ist möglichst angereichertes Ausgangsmaterial vorteilhaft, wenn hoher Neutronenfluß erstrebt wird, und für Forschungsreaktoren kommt es wesentlich auf den Neutronenfluß an, den sie zu liefern vermögen. Der mittlere thermische Neutronenfluß der Reaktoren ist

$$\Phi = \frac{3{,}1 \cdot 10^{10}}{\sigma_f} \, \frac{P}{N \cdot V} = 2{,}05 \cdot 10^{10} \frac{P}{M}\,.$$

Hierin bedeuten P die thermische Leistung in Watt, σ_f die Spaltungswahrscheinlichkeit in cm^2, N die Zahl je cm^3 und V das Volumen der eingebauten Atome U 235, ferner M das Gewicht*) des U 235 in Gramm. Hieraus sieht man, daß Reaktoren mit natürlichem Uran, die in jedem Falle ein sehr großes Volumen erfordern, auch für entsprechend große Leistung gebaut werden müssen, wenn ein befriedigender Neutronenfluß erreicht werden soll. Sie müssen also teuer sein. Je kleiner man das Volumen bei gleicher Leistung halten kann, desto größer wird der Fluß. Der Vorteil von hoch angereichertem Uran ist somit ersichtlich. Je kleiner das Volumen und je höher die Leistung ist, desto schwieriger ist die Kühlung, die unter Umständen zu einer wesentlichen Kostenbelastung führen kann.

Wir kommen nun zur Beschreibung von Reaktoren. Man unterscheidet Reaktoren mit festem und mit flüssigem Spaltstoff, Reaktoren nach der Art ihres Moderators (H_2O, Graphit, D_2O) und nach der Art der Kühlung z. B. mit Luft, Helium, CO_2, Stickstoff, Wasserdampf, Wasser, mit flüssigen Metallen (Natrium, NaK, Wismut) und organischen Flüssigkeiten**).

---

*) $N \cdot V = M \cdot 6{,}02 \cdot 10^{23}/235$.

**) Diphenyl als Kühler und Moderator (North American Aviation).

Reaktoren mit natürlichem Uran

Der Reaktor mit natürlichem Uran, mit Graphit als Moderator und mit Luftkühlung ist der klassische Typ in der großen Mannigfaltigkeit der möglichen Reaktoren. Er stellt die geringsten Anforderungen an die Qualität des Brennstoffs, hat aber dafür — wie in Tab. 3.1 gezeigt — große Abmessung. Nach diesem Prinzip (siehe Abb. 2.6 und Abb. 3.1) wurden die ersten amerikanischen Leistungsreaktoren zur Erzeugung von Plutonium (Hanford Works) und auch die ersten größeren Forschungsreaktoren (Oak Ridge, Brookhaven, Harwell usw.) gebaut. Es sind sehr betriebssichere Reaktoren, die ohne Störung seit vielen Jahren ununterbrochen in Betrieb sind. Ihre Wärmeleistung rechnet nach MW, der Neutronenfluß liegt in der Größenordnung von 10^{12} thermalisierten Neutronen je cm^2 sec (siehe Tab. 3.2). Sie benötigen etwa 500 t Graphit; äußerlich gleichen sie einem Würfel von etwa 8—10 m Kanten-

Name und Ort	Betriebsbeginn	Uran-Gewicht t	Wärmeleistung MW	thermischer Fluß n/cm^2 sec
X—10 Oak Ridge	1943	32	3,8	$5 \cdot 10^{11}$
Gleep Harwell	1947	28	0,1	$3 \cdot 10^{10}$
Bepo „	1948	40	4—6	10^{12}
B N L Brockhaven	1950	54	28	$4 \cdot 10^{12}$
G 1 Marcoule	1956	100	40[1])	?
G 2 Marcoule[2])	im Bau	100	150	10^{12}
BR 1 Mol-Donk	1956		2,5	10^{12}

Tab. 3.2. Reaktoren mit natürlichem Uran und Graphit. 1) 5,75 MW elektr. Energieerzeugung, Verbrauch 8 MW, jährlich 15 kg Pu 239, 2) CO_2-Kühlung, 30 MW Überschuß an elektrischer Energie

länge. Die Brennstoff-Kanäle sind horizontal. Sie unterscheiden sich durch Leistung und Fluß und den damit zusammenhängenden Verbrauch an Kühlluft. Diese Luft wird durch die Öffnungen im Graphit über die Brennstoffelemente geblasen und nach Filterung über einen hohen Schornstein abgelassen. Die Brennstoffelemente enthalten meist metallisches Uran, eingekleidet in dünne, gasdichte Al-Behälter. Um einen brauchbaren Fluß zu bekommen, muß man zu hohen Leistungen übergehen. Wegen ihrer großen kritischen Masse sind diese Reaktoren teuer in der Anschaffung; der Betrieb ist relativ billig; die Unkosten beschränken sich auf Energieverbrauch für Kühlung, auf Brennstoff-Ersatz und Wartung. Es ist darauf zu achten, daß die Kühlluft einen genügend langen Weg hat, bevor sie abgelassen wird, damit die gebildeten radioaktiven Isotope (bis auf A 41) abgeklungen sind. Die Brennstoff-Kanäle im Graphit erfordern gewisse Wartung, falls der Graphit starke Struktur-Veränderungen erleidet, denen er im Neutronen-Felde unterliegt. Dieses Wachsen des Graphits wird aus seiner Kristall-Struktur hergeleitet: durch die Bestrahlung wird der Abstand von Strukturebenen vergrößert. Außerdem läßt seine Wärmeleitfähigkeit nach; der Graphit verhärtet bei Neutronen-Beschuß. Die Reaktor-Konstruktion muß hierauf Rücksicht nehmen. Als selbstverständlich sei erwähnt, daß Reaktor-Graphit frei von Verunreinigungen sein muß; selbst

Spuren von Beigaben von großem Wirkungsquerschnitt (wie z. B. Bor) können den Graphit unbrauchbar machen. Daher wird gewöhnlich künstlich hergestellter Graphit für Reaktorzwecke verwendet (Dichte 1,6 bis 1,74). Neuerdings versucht man in Deutschland die Aufbereitung natürlichen Graphits; wenn sich seine Reinheit bewährt, hat man einen vielversprechenden Moderator (Dichte 2,06); die höhere Dichte macht diesen Graphit empfindlicher in bezug auf Strahlungsveränderungen. Die Verwendung des Graphit-Reaktors als Forschungsreaktor zeigt Abb. 3.5. Dieser Anblick ist

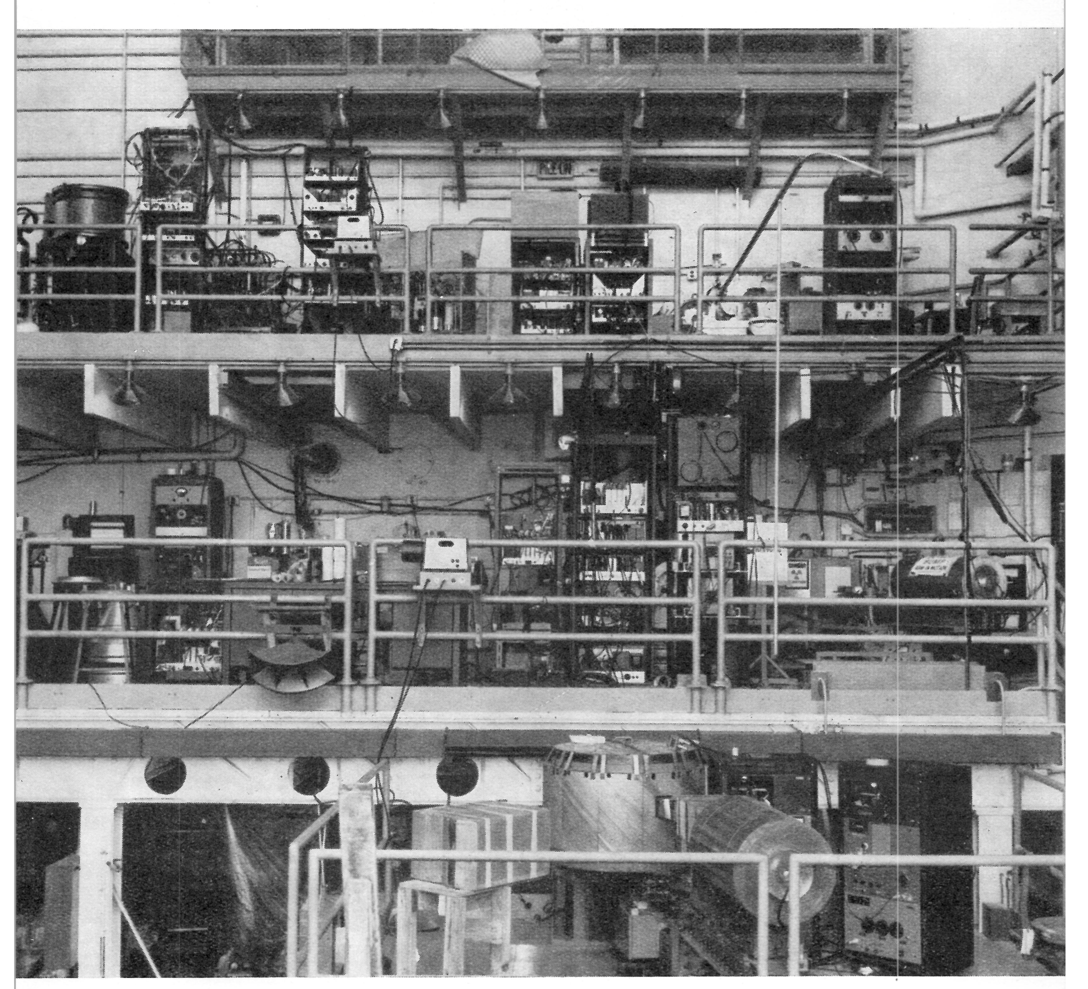


Abb. 3.5. Brookhaven Reaktor (mit freundlicher Erlaubnis des Brookhaven Nat. Lab.).

typisch, die großen Abmessungen des Reaktors erlauben die gleichzeitige Aufstellung vieler Experimente in mehreren Etagen übereinander. Der Reaktor wird nach einem genauen Fahrplan betrieben (eine Abschaltung je Woche), und die Betriebsleitung hat dafür zu sorgen, daß sich die Experimente nicht gegenseitig stören. Die im Bilde gezeigte Überbelegung der Experimentier-Öffnungen ist bereits problematisch; es ist unter Umständen geraten, weniger Experimentier-Möglichkeiten vorzusehen, aber dafür jedes Experiment schnell und ohne Störung für andere abzuwickeln. Nach moderner amerikanischer Auffassung ist Vielseitigkeit der Forschungsreaktoren schon aus diesem Grunde nicht anzustreben; ganz abgesehen davon, daß es den „Universal"-Reaktor nicht gibt.

Etwa 2 Jahre nach der Einschaltung des Graphit-Reaktors von *Fermi* wurde ebenfalls in Chicago der erste Reaktor mit schwerem Wasser als Moderator und ebenfalls mit natürlichem Uran als Brennstoff in Betrieb genommen. Ausschlaggebend für diesen Schritt war die Tatsache, daß Größe und kritische Masse dieser Reaktoren wegen der besseren Moderator-Wirkung des schweren Wassers wesentlich kleiner sind als die bei Graphit-Bremsung. Tab. 3.3 zeigt die z. Zt. im Betrieb befindlichen Maschinen dieser

Name	Ort	Betriebsbeginn	Uran-Gewicht t	Wärmeleistung MW	thermischer Fluß n/cm^2 sec
Zeep	Chalk River	1945		10 Watt	10^8
NRX	Chalk River	1947[1])	10,5	40	$6 \cdot 10^{13}$
Zoé	Chatillon	1948	2,0[2])	0,15	$3 \cdot 10^{10}$
Jeep	Kjeller	1951	2,2	0,25	$3 \cdot 10^{11}$
P 2	Saclay	1952	3,0	2,5[3])	$6 \cdot 10^{12}$
NRU	Chalk River	im Bau	?	200	$3 \cdot 10^{14}$

Tab. 3.3. Reaktoren mit natürlichem Uran und D_2O. 1) nach Unfall 1952 mit verstärkter Leistung in Betrieb seit 1954, 2) bis 1954 3,55 t, gesintertes Uranoxyd und 1,8 t Uran-Metall, 3) CO_2-Kühlung ursprünglich Stickstoff-Kühlung.

Art. Es ist dies der typische Forschungsreaktor für Länder, die über kein angereichertes Uran verfügen. Wie man durch Vergleich der beiden letzten Tabellen schnell sieht, braucht der D_2O-Reaktor wesentlich weniger Brennstoff und hat eine kleinere Leistung notwendig (bezogen auf gleichen thermischen Neutronenfluß). Die äußeren Abmessungen des Kerns sind normalerweise etwa 3 m, an schwerem Wasser werden etwa 7 bis 10 t benötigt. Wegen seines großen negativen Temperaturkoeffizienten ist ein solcher Reaktor sehr stabil. Da der technische Aufwand in Bezug auf den erreichbaren Neutronenfluß relativ gering ist, eignet sich dieser Typ zur Erzielung hoher Neutronen-Flüsse, wie man sie für Material-Prüfungszwecke anstrebt. Der kanadische NRX-Reaktor kommt mit seinem Fluß von fast 10^{14} n/cm^2sec schon nahe an dieses Gebiet. Man will es erreichen, mit einer vergrößerten Form des NRX, dem 200 MW NRU-Reaktor, der sich vor der Vollendung

befindet und einen thermischen Fluß von $3 \cdot 10^{14}$ n/cm²sec ergeben soll. Er braucht 43 t D_2O gegen 18 t für NRX. Zum Unterschied von seinem Vorgänger hat der größere NRU-Reaktor einen erzwungenen Umlauf des schweren Wassers, das zugleich als Moderator und als Kühlflüssigkeit dient. NRX hat dagegen eine spezielle Kühlung je Brennstoffelement mit leichtem Wasser. Nachdem man die Behandlung des schweren Wassers besser gelernt hat, werden fast alle D_2O-Reaktoren in der Weise ausgelegt, daß man das schwere Wasser mit Pumpen durch einen Wärmeaustauscher zirkulieren läßt, der seinerseits mit leichtem Wasser gekühlt ist. Das schwere Wasser steht unter einer Schutzatmosphäre von Helium. Bemerkenswert an der kanadischen Kühlung ist die direkte Verwendung von Wasser aus dem Ottawa-Fluß für die Kühlung mit leichtem Wasser. Ein Verfahren, das keine große Sicherheit bei Undichtigkeit bietet und das nur dort angewendet werden kann, wo das Kühlwasser sehr stark verdünnt wird und einen langen Weg zurückzulegen hat, ehe es in Kontakt mit besiedeltem Gebiet kommt. Ein Verfahren, das für Europa nicht empfohlen werden kann.

Moderne Reaktor-Anlagen für natürliches Uran werden heute meist als D_2O-Reaktor geplant, so auch der Reaktor der Kernreaktor Bau- und Betriebs-GmbH. in Karlsruhe. Da über diesen Entwurf z. Zt. noch nicht das letzte Wort gesprochen ist, sei auf einen fertigen Entwurf eines sehr modernen Reaktors dieses Typs, auf den Schweizer 12,5 MW-Reaktor verwiesen (siehe Abb. 3.6). Es werden 6 t natürliches Uran, 10 t D_2O verwendet. An den Seiten und unten ist Graphit als Reflektor vorgesehen, die obere Deckplatte enthält H_2O als Reflektor. Der Graphit-Reflektor wird mit Luft gekühlt. Man erwartet einen thermischen Fluß von $2{,}5 \cdot 10^{13}$ n/cm²sec. Der Al-Tank für das schwere Wasser und die Brennstoffelemente (244 Elemente von je 2,5 cm ⌀) ist etwa 2,40 m hoch und hat einen Durchmesser von 2,25 m. Der Graphit-Reflektor ist 70 cm stark. Der biologische Schutz ist unterteilt in einen inneren Teil aus Normalbeton von etwa 80 cm Stärke und einen äußeren Teil aus Baryt-Beton von etwa 160 cm Stärke. Zwischen Graphit und Beton befindet sich eine Bor-Schicht zur Neutronen-Absorption und ein Wärmeschutz aus Eisen von 155 mm. Zwischen diesem Wärmeschutz und dem Beton liegt noch eine besondere Wasserkühlung. Die Temperatur des schweren Wassers soll max. 52 °C betragen, es wird um 15 °C gekühlt.

Der Reaktor ist vornehmlich dazu bestimmt, in sogenannten „loops" Untersuchungen an Brennstoffelementen zukünftiger Leistungsreaktoren zu machen. In diese Öffnungen von rd. 70 mm bzw. 110 mm ⌀ werden die zu untersuchenden Brennstoffelemente eingefügt, sie werden an eine Spezial-Kühlung je loop angeschlossen und können so mit Temperaturen betrieben werden, die weit über die mittlere Reaktor-Temperatur hinausgehen. Ebenso kann man in diesen 7 Vertikal-Öffnungen neuartige Kühlmittel, homogene Mischungen von Brennstoff- und Moderator, auch Brüter-Kombinationen untersuchen. Außerdem enthält der neue Schweizer Reaktor 4 vertikale Kanäle für Isotopen-Herstellung, einen horizontalen Kanal durch

den Kern hindurch und einen solchen bis in die Kernmitte. Dazu kommen im Reflektor 12 Kanäle und 3 große Kammern von 25 bzw. 50 cm im Geviert.

Das Kontroll-System besteht aus 3 Sicherheits-Kontroll-Stäben, dazu kommen 3 Gruppen von je 2 Stäben zur Grobkontrolle und zwei Fein-Kon-

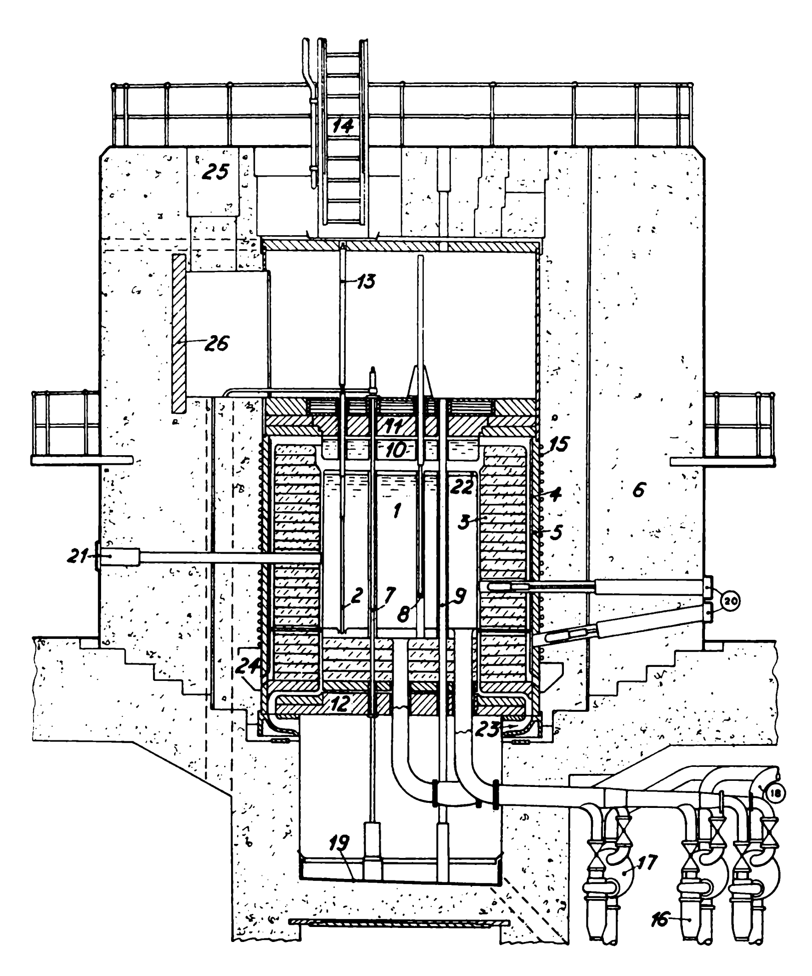


Abb. 3.6. Schweizer D_2O-Reaktor. 1) D_2O, 2) Brennstoff-Element mit natürlichem Uran, 3) Graphit-Reflektor, 4) Bor-Abschirmung, 5) eiserner Wärme-Schutz, 6) Beton, 7) einer der vertikalen „loop“ Kanäle, 8) Kadmium-Kontroll-Stangen, 9) Bestrahlungs-Kanal, 10) Wasserabschirmung, 11) Guß-Eisen-Deckel, 12) gußeiserner Boden-Schirm, 13) Kanal für Brennstoff-Element, 14) Zugang, 15) Wasser-Kühlung, 16) Pumpe für D_2O, 17) Wärmeaustauscher, 18) Kühlwasser, 19) Sumpf, 20/21) Bestrahlungskanäle, 22) Helium, 23) Kühlluft Eingang, 24) Luftverteiler-Ring, 25) Zugang, 26) Eiserner Schirm.

troll-Stäbe. Eine Grob-Kontrolle kann auch durch Regulieren des Pegels des schweren Wassers im Tank bewirkt werden.

Diesem Typus der Reaktoren mit Natur-Uran und Graphit- oder Schwerwasser Moderierung werden wir später nochmals bei der Besprechung der Leistungsreaktoren begegnen, wie man heute sie fast nur noch als Plutonium-Erzeuger verwendet und die von ihnen gebotenen Forschungsmöglichkeiten oder die von ihnen zu liefernde Energie (z. B. Dampf) nur als sekundäre Leistungen wertet.

Forschungsreaktoren

Der moderne Forschungsreaktor verwendet angereichertes Uran, um relativ kleine und handliche Instrumente für Neutronen-Erzeugung und für Versuche mit Neutronen zur Verfügung zu haben. Aus der Fülle der Möglichkeiten haben sich 3 Arten von Forschungsreaktoren herausgebildet, die man mit nur geringfügigen Abweichungen in allen Ländern findet, die über eine Industrie verfügen, welche in der Lage ist, Forschungsreaktoren anzubieten. Man unterscheidet Water Boiler*), Swimming Pool*) und einen D_2O-Reaktor mit angereichertem Uran.

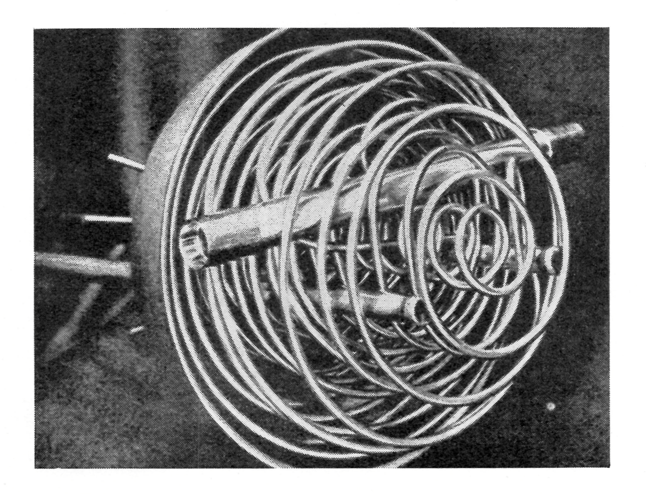


Abb. 3.7. Kühlsystem eines Water-Boiler-Reaktors. Quer durch die Kühlspirale ein Experimentier-Rohr. Die Rohrstutzen (von hinten nach vorn) sind für Kontrollstäbe.

---

*) Es ist bewußt auf eine Übersetzung dieser englischen Ausdrücke verzichtet, um Mißverständnisse zu vermeiden.

Der Water-Boiler ist zum Unterschied gegenüber den bisher betrachteten Reaktoren, die heterogen genannt werden, ein homogener Reaktor. Es ist der konstruktiv einfachste Reaktor. Für ihn wird angereichertes Uran benötigt (meist 90% U 235). Der Kern oder das Herz dieses Reaktors besteht aus einem Kessel aus Stahl, Cu oder Al, der mit einer wäßrigen Lösung von z. B. UO_2SO_4 gefüllt ist. Die Lösung kann über ein Vorratsgefäß und ein Überlaufsystem in ihrer Menge reguliert bzw. erneuert werden. Durch Kühlspiralen im Inneren des Kessels fließt Wasser als Kühlmittel (Abb. 3.7), Die Reaktor-Kugel wird zur Bremsung und Reflektion von BeO oder Graphit umgeben. Die kritische Masse ist relativ klein, z. B. für rund 14 Liter Inhalt etwa 750 Gramm U 235.

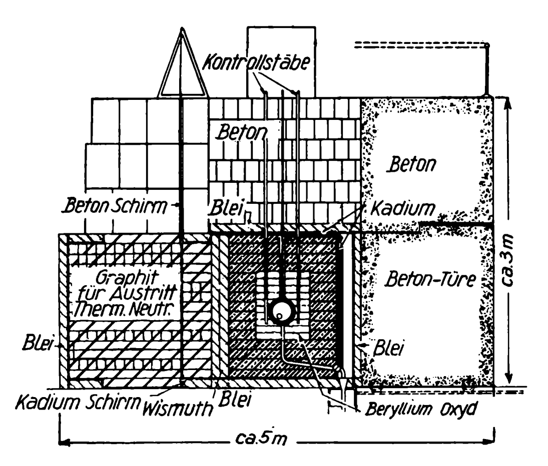


Abb. 3.8. Schema des Los Alamos Water-Boiler Reaktor.

Name	Ort	Baujahr	Lösung	Masse des U 235	Leistung	thermischer Fluß
Lopo	Los Alamos	1944	UO_2SO_4[1]	600 g	0,05 W	$2 \cdot 10^6$
Hypo	„ „	1944	$UO_2(NO_3)_2$	800 g	6 kW	$3 \cdot 10^{11}$
Supo	„ „	1951	„ „	800 g	30 kW	10^{12}
N.A.A.	Downey	1951	„ „	700 g	2 kW	10^8
N.C.St.C.	Raleigh	1953	UO_2SO_4	800 g	20 kW	$4 \cdot 10^{11}$
A.R.F.	Chicago	1956	„ „	950 g	50 kW[2])	$1{,}7 \cdot 10^{12}$

Tab 3.4. Water Boiler Forschungsreaktoren. 1) rd. 15% angereichert, 2) erweiterungsfähig auf 100 kW.

Der Ur-Typ dieses Reaktors entstand in Los Alamos (siehe Abb. 3.8 und Tab. 3.4). Die durch die Wasserzersetzung sich bildenden Gasblasen verursachen ein Geräusch, als ob es im Reaktor koche, daher der Name Water Boiler. Der Water Boiler ist für beliebig kleine Größen konstruierbar; und

das macht ihn wertvoll für Forschungs- und Ausbildungszwecke. Er wird von wenigen W bis zu einigen hundert kW ausgelegt. Dementsprechend sind seine Baukosten relativ niedrig. Die amerikanische Industrie bietet fertige Water Boiler zu Preisen zwischen DM 200000,— bis 2 Millionen je nach Größe an. North American Aviation fertigt einen Water Boiler, der durch Erweiterungsbauten von ursprünglich 5 W auf 50000 W gebracht werden kann (siehe Tab. 3.5).

	5 Watt	500 Watt	50000 Watt
Kritische Masse (U 235) in Gramm	750	850	850
Fluß thermischer Neutronen je cm² und sec	$1{,}7 \cdot 10^{8}$	$1{,}7 \cdot 10^{10}$	$1{,}7 \cdot 10^{12}$
Fluß schneller Neutronen je cm² und sec	$1{,}9 \cdot 10^{8}$	$1{,}9 \cdot 10^{10}$	$1{,}9 \cdot 10^{12}$
Maximal-Temperatur der Brennstofflösung	20 °C	20 °C	80 °C
Überschuß-Reaktivität bei 20 °C ohne Belastung	0,25%	1%	3%
Konzentration des U 235 in g je Liter	65	75	75
Maximum der Leistungsdichte in W je cm³	$5{,}5 \cdot 10^{-4}$	$5{,}5 \cdot 10^{-2}$	5,5

Tab. 3.5. Erweiterungsfähiger Water Boiler.

Als weiteres Beispiel seien die Daten einer Konstruktion von Babcock and Wilcox angeführt. Dieses Modell wird für 200 bis 400 kW ausgelegt und kostet etwa DM 800000. Das Reaktorgefäß ist aus Stahl, es hat etwa 25 cm Durchmesser. Die Uran-Lösung steht unter einem Überdruck von etwa 15 cm Wassersäule einer Helium-Atmosphäre, welche die Bildung eines explosiblen Gemisches aus im Wasser entstehenden H und O vermeiden will. Das He wird in einem besonderen Kreislauf über einem Katalysator gereinigt. Der Reaktorkessel ist in einem Graphitwürfel von 150 cm eingebaut. Zwischen Graphit-Mantel und Betonschutz wird ein geringer Unterdruck unterhalten, um radioaktive Gase abzufangen. Es wird ein Neutronenfluß von etwa 10^{13} Neutronen je cm² und sec erreicht.

Die Kosten für einen sehr modernen Lehr- und Forschungsreaktor dieser Art von 20 kW Leistung, der im Selbstbau der Universität in Raleigh hergestellt wurde (Abb. 3.9) betrugen 500000 Dollar, einschl. Gebäude; der Reaktor allein kostete 120000 Dollar. Dieser Reaktor ist der erste Universitäts-Forschungsreaktor, er wurde mit privaten Mitteln ohne Inanspruchnahme der AEC gebaut. Die Bilder seiner einzelnen Bau-Stadien wurden auf der deutschen Wanderausstellung ,,atoms for peace,, gezeigt. Er ist dadurch ausgezeichnet, daß alles getan wurde, um seinen Betrieb so sicher wie möglich zu machen. Das Gebäude ist zum Teil in die Erde versenkt, steht aber mitten zwischen den anderen Universitätsinstituten im besten Wohnviertel der Stadt, ohne daß es zu einer Gefährdung der Umgebung kommt.

Der z. Zt. modernste Water Boiler ist die Konstruktion von North American Aviation, die für die Armour Research Foundation (A.R.F.) in Chicago geliefert wurde und die auch in Deutschland, und zwar in Frankfurt (Main) und in West-Berlin aufgestellt werden soll. Dieser Reaktor zeichnet sich

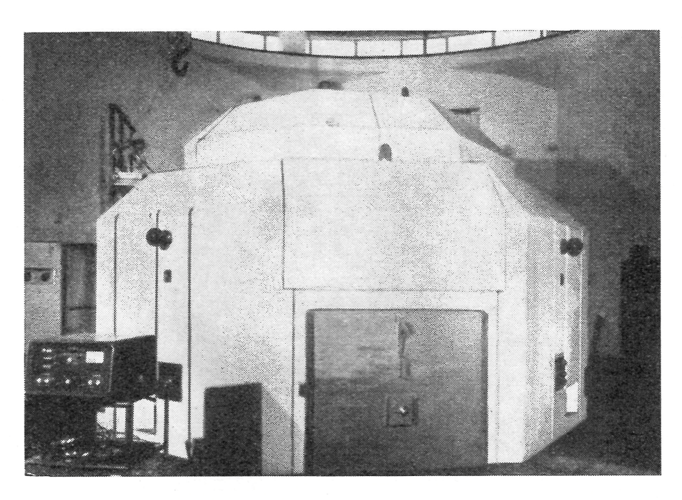


Abb. 3.9. Water-Boiler-Reaktor in Raleigh (mit freundlicher Genehmigung von *R. L. Murray*).

durch ein neuartiges Überlaufgefäß am Reaktor-Kessel aus, sowie durch die günstige Art der Gasbehandlung. Den Kessel mit Überlaufgefäß zeigt Abb. 3.10. Das Überlaufgefäß wird zur Erhöhung der Reaktor-Sicherheit benutzt: Im Falle einer Überhitzung oder Verdampfung der Lösung im Kessel (normale Betriebstemperatur dort 80° C bei 50 kW) wird ein Teil des Dampfes im kühleren Oberteil des Überlaufs niedergeschlagen oder es wird Kessel-Flüssigkeit nach dorthin mitgerissen. Diese Flüssigkeit gelangt nur sehr langsam durch kleine Öffnungen aus dem Überlauf zurück in den Reaktor. Durch die Verminderung des Kessel-Inhaltes wird der Reaktor von selbst unterkritisch, und der langsame Rückfluß der Flüssigkeit gibt genügend Zeit für normale Abschaltung, die daher auch für eine relativ lange Abschaltzeit von 0,5 sec, ausgelegt ist.

Das Gasbehandlungssystem nutzt die Erfahrungen vom Supo und vom Livermore Forschungsreaktor aus: Die gasförmigen Spaltprodukte einschl. Wasserstoff und Sauerstoff aus der Wasserzersetzung sammeln sich oberhalb eines Filters im Kopfteil des Überlaufgefäßes. Dort werden sie von einem ständigen Strom von O_2 erfaßt und zur Gasbehandlungs-Kammer mitgenommen. Die reichliche Beigabe von O_2 verdünnt das in der Wasserzersetzung entstehende Gasgemisch und verhütet die Bildung von Knallgas. Dieser Transportstrom von O_2 wird auch zum Nachfüllen von Reaktorflüssigkeit aus einem zylindrischen*) Vorratstank benutzt bzw. zum Entleeren des Reaktorkessels. Die erwähnten Abgase des Reaktors werden von einem Wasserstrom erfaßt und durch eine Düse in den Gasbehandlungsraum ge-

*) Ein langgestreckter Zylinder-Tank vermeidet die Gefahr der Bildung einer kritischen Masse aus der stark angereicherten Lösung.

spritzt. Dort trennen sich Gas und Wasser. Das Wasser strömt durch einen Wärmeaustauscher zurück zur Pumpe und Düse. Dieser Wärmeaustauscher soll mitgerissenen Wasserdampf kondensieren; er ist getrennt von dem Haupt-Wärmeaustauscher, mit dem der Inhalt des Reaktor-Kessels gekühlt wird. Das Gas im Gasbehandlungsraum wird hinter einem Filter getrocknet und dem Platin-Katalysator zugeführt, der aus entsprechendem Platin-

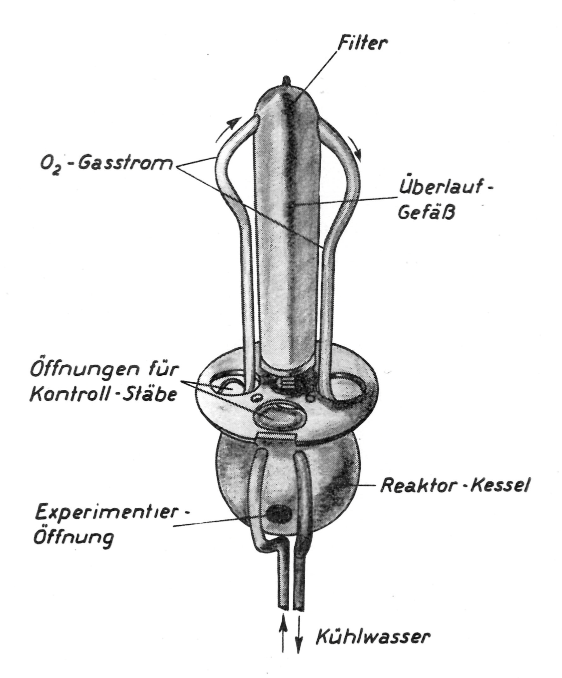


Abb. 3.10. Tank des Water-Boiler-Reaktors der North American Aviation.

Niederschlag auf Aluminium-Zylindern besteht. Das Katalysator-Gefäß wird auf einer Temperatur oberhalb 100 °C gehalten, um Feuchtigkeitsniederschlag zu vermeiden.

Die Verwendung eines Water Boiler Reaktors bringt den Vorteil, daß man über eine starke γ-Strahlenquelle verfügen kann, wenn man die Spalt-Produkte (flüssige und gasförmige) so führt, daß ihre γ-Strahlung in einer unter oder neben dem Reaktor befindlichen Strahlungskammer zur Wirkung kommt.

Der hier erwähnte Water Boiler der A.R.F. ist auch deshalb interessant, weil er sich mitten in der Stadt befindet. Er ist in einem gasdichten Gebäudeteil untergebracht, der auf Unterdruck gehalten wird. Um die Gasdichtig-

keit zu erhöhen, sind alle Draht-Einführungen in Glas eingeschmolzen. Im Reaktor-Raum befindet sich außerdem ein großer Drucktank, in den im Gefahrenfalle die Luft aus dem Reaktor-Raum hineingepreßt werden kann, um den nötigen Unterdruck aufrecht zu erhalten. Sonst ist der Reaktor nicht von den übrigen Laboratorien abgetrennt, er befindet sich in einem Gebäude zusammen mit akustischen, H.F.-Laboratorien usw. Selbstverständlich sind Räume für sogenannte „heiße" Chemie dicht benachbart, u. a. um kurzlebige Isotope untersuchen zu können. Der Reaktor-Raum ist 21,6 m lang, 14,4 m breit und 9 m hoch. Es ist reichlich Platz für Versuche vorgesehen. Um den Reaktor -Kessel ist ein Graphit-Reflektor gebaut, darüber der biologische Schirm aus 1,5 m starken verdichtetem Beton. An einer Seite kann ein 20 t Betonblock entfernt werden, um direkten Zugang zum Graphit auf einer Fläche von 1,5 × 1,5 m zu haben. Einen derartigen Zugang bezeichnet man als thermische Säule oder thermische Kolonne, weil man bei genügender Stärke des Graphit die Gewißheit hat, hier nur thermische Neutronen zu erhalten. Die meisten Forschungsreaktoren haben nach dem Vorbild des ersten Forschungs-Reaktors eine solche thermische Säule. Ihre Verwendbarkeit ist sehr umstritten, da heute die Untersuchungen von schnellen Neutronen oft wichtiger sind als mit thermischen. Deshalb hat der A.R.F.-Reaktor auch die Möglichkeit, in der Mitte der thermischen Säule etwa 30 × 30 cm des Graphits entfernen zu können, um einen Kanal direkt zum Reaktor-Kessel für den Auslaß von schnellen Neutronen zu haben.

Von Bedeutung ist ferner eine besondere Behandlung der Betonoberfläche der Reaktorabschirmung, um sie undurchlässig für Gase und Flüssigkeiten zu machen*). Ebenso ist beim Bodenbelag aller Reaktor-Räume darauf Rücksicht zu nehmen, daß leichte Entgiftung möglich ist**).

Die Kosten für den Bau des A.R.F.-Reaktors werden mit $ 1 000 000 für Reaktor und Gebäude einschließlich „heiße" Chemie angegeben; der eigentliche Reaktor kostete $ 250 000. Entsprechende Preise werden für die deutschen Reaktoren dieses Typs genannt.

Die Betriebssicherheit der Water Boiler gilt als erwiesen. Der Reaktor in Raleigh mußte zwar im Jahre 1955 vorübergehend still gelegt werden, weil eine Korrosion des Reaktor-Kessels eingetreten war. Nach vorliegenden Berichten handelte es sich um einen zu behebenden Fehler der speziellen Ausführung, dem keine prinzipielle Bedeutung zukommt. Ein Water Boiler mit schwerem Wasser als Lösungsmittel und Moderator ist prinzipiell denkbar; der Neutronenfluß wäre höher, bezogen auf gleichen Aufwand; die Gasbehandlung dürfte wesentlich schwieriger sein.

---

*) Hierfür sind besondere Anstrichsorten entwickelt, in USA wird „Amercoat 33" der Amercoat Corp. oder concrete sealer „Stren" der International Paint Co. verwendet. Die Soc. Co. Plastic Coating bringt einen emaille-ähnlichen Anstrich heraus (Nr. 7 — AR), der mit Hilfe eines Katalysators härtet; 8—10 qm etwa DM 40,—.

**) Günstig ist ein Bodenbelag, der in kleinen Flächen leicht entfernt werden kann, z. B. kleine quadratische Stücke (20 · 20 cm) von Linoleum, das mit einer Masse befestigt ist, die bei starker Erwärmung (Bügeleisen) weich wird und das Herausheben der vergifteten Bodenfläche erlaubt.

Der Water Boiler gehört zu den homogenen Reaktor-Typen, bei denen Brennstoff und ein Teil des Bremsmittels eine homogene Mischung bilden. Bei der Besprechung der Brüter-Reaktoren werden wir nochmals auf den homogenen Typ zurückkommen. Wie bemerkt, sind die meisten anderen Reaktoren vom heterogenen Typ; sie verwenden angereicherten festen Brennstoff in Stangen oder Blöcken, die sich in einer möglichst dünnen, aber gasdichten Umhüllung befinden. Die gängigste Experimentiertype dieser Art, ebenfalls für angereichertes Uran, ist der Swimming-Pool

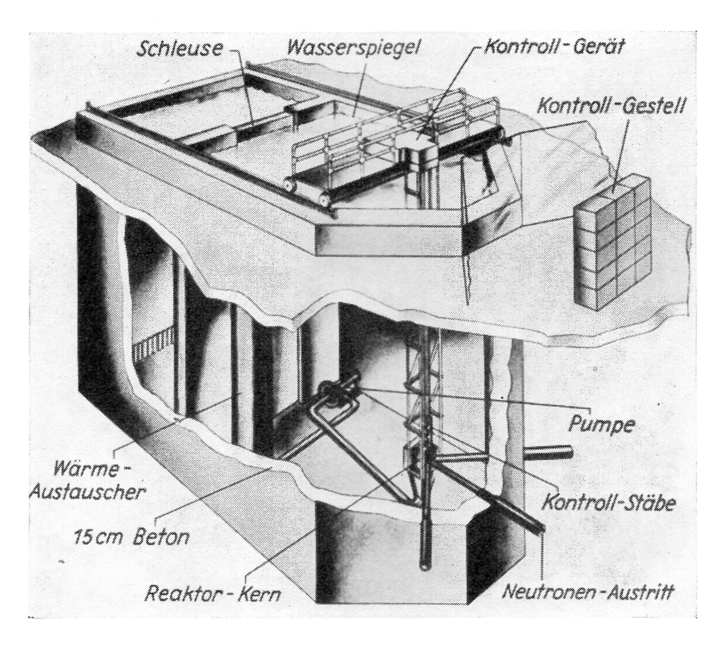


Abb. 3.11. Schema eines Swimming Pool-Reaktors mit Wärmeaustauscher und Schleuse.

(Abb. 3.11). SP-Reaktoren sind an verschiedenen amerikanischen Universitäten aufgestellt (siehe Tab. 3.6). Für Deutschland sind drei SP-Reaktoren geplant (für München, Hamburg und NRW). Der Vorteil der SP-Reaktoren liegt in der hohen Strahlungssicherheit durch das abschirmende Wasser, das zugleich als Moderator und Kühlmittel wirkt. Der die Neutronen erzeugende Kern des Reaktors hängt an einer fahrbaren Brücke, damit man beliebige Konzentrationen an den Austrittsöffnungen einstellen kann. SP-Forschungsreaktoren werden von der amerikanischen und britischen Industrie angeboten; die Kosten liegen in der Größenordnung von 1,5 Million DM. Ein britischer SP-Reaktor, Typ Merlin, 5 MW, wird in Deutschland durch das Land Nordrhein-Westfalen aufgestellt.

Name	Ort	Baujahr	Masse des U 235 (90% angereichert) in kg	Leistung kW	thermischer Fluß
BSF	Oak Ridge	1950	2,5	100	10^{12}
Pen. State	University	1956	2,5	100	10^{12}
Phoenix Memorial	Ann Arbor	1956	3,0	1000	10^{13}
Battelle	Columbus	1956	3 ?	1000	10^{13}
Genfer Ausstellung		1955	3,66¹)	100	$7{,}3 \cdot 10^{11}$
Lido	Harwell	1956	3—4	100	10^{12}
Merlin	Aldermaston	1956	4,5	5000	$4 \cdot 10^{13}$
	Rußland		3,5²)	300	$2 \cdot 10^{12}$
	,,		4,5²)	2000	$2 \cdot 10^{13}$
PTR	Chalk River	im Bau	?	0,1	?
	Grenoble	,, ,,	5¹)	1000	10^{13}

Tab. 3.6. Swimming-Pool-Reaktoren. 1) in 20% Anreicherung, 2) in 10% Anreicherung.

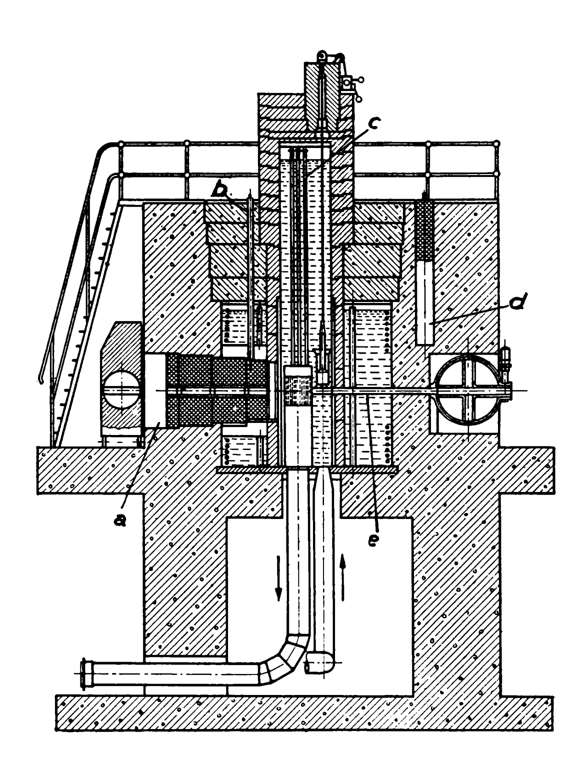


Abb. 3.12. Russischer Swimming Pool-Reaktor mit forcierter Kühlung. a) Thermische Säule, b) Experimentier-Öffnung, c) Kontroll-Stäbe, d) Biologische Kammer, e) Experimentier-Öffnung.

Da der SP-Reaktor sehr übersichtlich gebaut werden kann, scheint er der meistgebaute Universitätsreaktor zu werden, wenigstens solange er für kleine Leistung geplant ist. Bei einer Leistung von 1 MW und einem Neutronenfluß von 10^{13} Neutronen/cm²sec läßt er sich aber nicht ohne Wärmeaustauscher und nicht ohne besonderen Strahlungsschutz gegen das entstehende Stickstoffisotop N 16 betreiben. Im allgemeinen sind etwa 2 bis 4 kg U 235 erforderlich. Falls gewünscht, kann die Wasserbremsung durch Graphitbremsung verbessert werden.

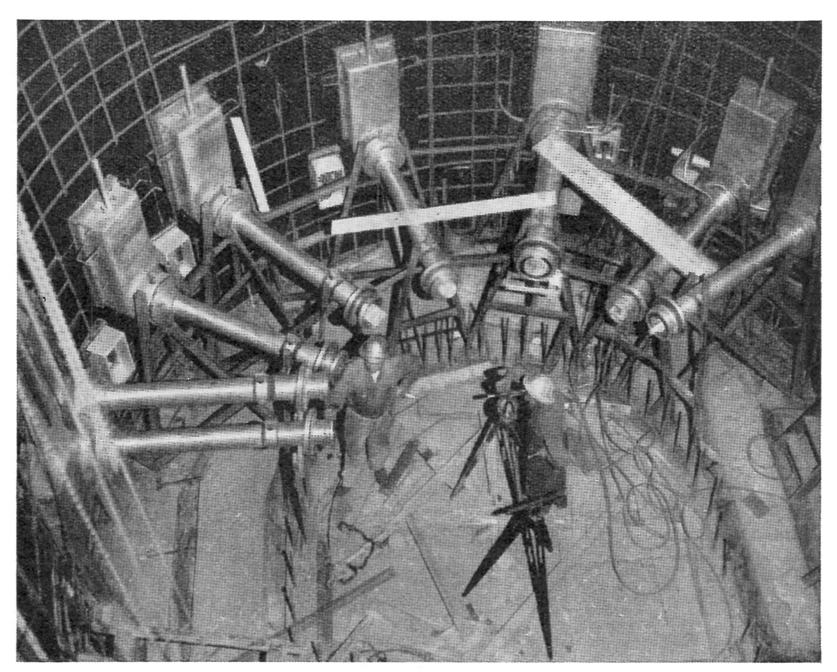


Abb. 3.13. *Ford* Swimming Pool-Reaktor an der Universität Michigan im Bau.

Auch in Rußland ist eine abgewandelte Form des SP-Reaktors gebaut worden, allerdings mit sehr kleinem Wasserbecken (40 cm ⌀; 50 cm Höhe), das an ein Kühlsystem angeschlossen ist. Es wurden benutzt 3,5 kg Uran 235 in der Form von 10% Anreicherung. Bei 300 kW Wärmeleistung wurde ein Neutronenfluß von $2 \cdot 10^{12}$ thermischer Neutronen je cm² und sec erzielt. Kontrollstangen aus Borkarbid bzw. aus Eisen werden verwendet. Der Reaktorkern enthält 32 Brennstoffkanäle, von denen jeder mit 15 bis 16 in Al gekapselten Brennstoffelementen beschickt ist. Jeder Brennstoffkanal kann für sich ausgewechselt werden. Der Reaktor hat zur Abschirmung eine Eisenhülle, die sich ihrerseits in einem zweiten Wassertank befindet. Der Wasserstand im inneren Tank kann bis zu 3,5 m über den Reaktorkern er-

höht werden. Die üblichen Experimentier-Möglichkeiten sind vorgesehen, desgleichen ein Kontroll- und Meßplatz. — Eine vergrößerte Ausführung dieses Reaktors mit 4,5 kg Uran 235 (10% angereichert) brachte eine Leistung von 2 MW mit einem Fluß thermischer Neutronen von $2 \cdot 10^{13}$ je cm^2 und sec. Es wurden 52 der vorerwähnten Brennstoffkanäle benutzt, aus denen $3{,}8 \cdot 10^5$ kcal m^{-2} h^{-1} abzuführen sind. (Siehe Abb. 3.12).

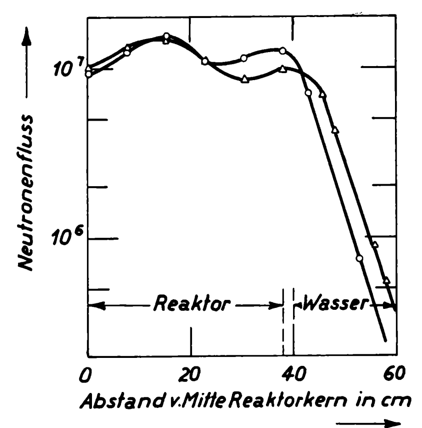


Abb. 3.14. Variation des Neutronenflusses im SP-Reaktor.
○ mit Berylliumoxyd-Reflektor,
△ ohne Reflektor; (aus AEC-Handbook).

Vom Bau eines Swimming-Pool vermittelt Abb. 3.13 einen guten Eindruck. Es ist die Stelle gezeigt, an der später der Reaktor-Kern von der Brücke herunterhängen soll. Die im Halbkreis sichtbaren Röhren aus Al sind die zukünftigen Experimentier-Öffnungen, sie werden in den Beton der Abschirmung eingebettet. Sie durchstoßen den im Bilde noch nicht angebrachten Al-Tank*), in dem sich das Wasser befinden wird.

Wie in jedem Reaktor ist auch im SP der Neutronenfluß eine Funktion des Ortes. Abb. 3.14 zeigt die entsprechende Messung am ersten Swimming Pool in Oak Ridge. Zum Vergleich sind zwei Kurven eingetragen, von denen eine die Wirkung eines Be-Reflektors zeigt. Von besonderer Bedeutung ist am Swimming-Pool die Bemessung der Wassertiefe,um den notwendigen Strahlungsschutz auch an der Wasseroberfläche zu gewährleisten. Abb. 3.15 gibt die entsprechende Erfahrung von Oak Ridge wieder. 7 m gilt als guter Schutz. Bei dem ersten Swimmung-Pool war diese Messung besonders kritisch, da sich die Kontroll-Einrichtungen mit dem Platz der Bedienungsperson genau über den Brennstoff-Elementen auf der Reaktor-Brücke befanden. Bei modernen SP-Reaktoren verbindet man die Brücke durch ein flexibles Kabel mit einer abseits gelegenen Kontrollstelle.

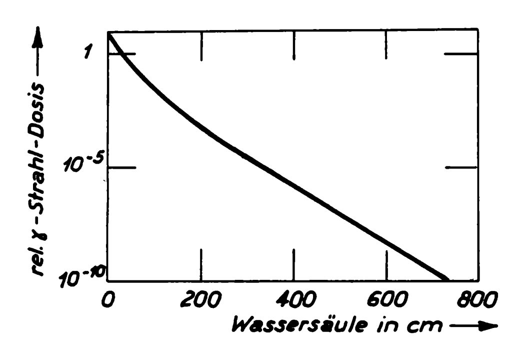


Abb. 3.15. Abnahme der γ-Strahlendosis mit Stärke der Wassersäule im SP-Reaktor (aus AEC-Handbook).

*) In einigen Reaktoren hat man das Becken mit Fliesen ausgekleidet.

Die erzwungene Kühlung des Wassers im Becken eines SP-Reaktors ist nicht ganz einfach zu lösen, da man auf die bereits besprochene Entstehung des radioaktiven N 16 Rücksicht zu nehmen hat. Will man eine hohe Reaktorleistung, dann ist man auf einen Strom von Druckwasser durch den Reaktor angewiesen. Am besten ist es, diese Kühlung von oben nach unten durch den Reaktor-Kern gehen zu lassen, das Kühlwasser in einem Tank aufzufangen und dort kurze Zeit verweilen zu lassen, ehe es über Wärmeaustauscher seinen Rundlauf von neuem beginnt. Ein Kühlwasserzufluß von oben ist aber oft störend, weil der Raum über den Brennstoffelementen für die Kontrollstangen und für die Beobachtung benötigt wird. Ein Wasserfluß von unten durch den Kern nach oben bringt andererseits das radioaktive N 16 nach oben, was man gerade vermeiden will. Es sind dann zusätzliche Entlüftungen unter einer Abdeckung der Wasseroberfläche oder getrennte Wasserschichten erforderlich.

Auch das Wasser selbst im SP-Reaktor bedarf einer sorgfältigen Wartung. Man verwendet destilliertes, demineralisiertes Wasser. In einem Nebenschluß wird ein Teil des Wassers ständig in einem Demineralisator gereinigt. Eine Radioaktivitäts-Kontrolle des Wassers ist selbstverständlich. Tab. 3.7 gibt die Ergebnisse der Wasserbeobachtung von Oak Ridge.

	Wasser im Becken	
	frisch	nach 3 Monaten
pH-Wert	6,3	6,6
spez. Widerstand[1]) bei 18 °C	$1{,}17 \cdot 10^5$ Ohm	$1{,}12 \cdot 10^5$ Ohm
gelöstes CO_2[2])	1,0	1,0
gelöste Festkörper	4,3	7,7
ungelöste Festkörper	1,0	2,3

Tab. 3.7. Wasser-Veränderung des Swimming-Pool-Reaktors von Oak Ridge. 1) neuerdings erreicht man 10^6 Ohm; frisch aus dem Ionenaustauscher bis $5 \cdot 10^6$ Ohm. 2) diese und die folgenden Angaben in ppm (Teile je Million).

Ein besonderer Vorteil des SP-Reaktors ist die Möglichkeit, das Becken zur Aufbewahrung gebrauchter Brennstoffelemente (die stark radioaktiv sind) zu verwenden. Bei anderen Reaktoren ist für diese Zwecke eine besondere Kammer, meist auch ein Wasserbecken erforderlich. Es ist zweckmäßig im SP entsprechende Vertiefungen oder Beckenöffnungen anzubringen, um die gebrauchten Brennstoffelemente dort sicher aufzubewahren. Man verwendet sie gelegentlich als billige γ-Strahlenquelle; die zu bestrahlenden Stoffe werden entweder in das Wasser gesenkt oder in einer besonderen Strahlungskammer, die dicht an dem Al-Tank angebaut ist, behandelt.

Der neuzeitliche Forschungsreaktor ist der Graphitreaktor mit D_2O-Kühlung für angereichertes Uran. Um den Kern oder das Herz des Reaktors herum liegt ein Graphitmantel. Die Brennstoffelemente sind in der üblichen Weise mit Aluminium überzogen; sie werden von D_2O umspült; sie sind aber nicht so leicht anwechselbar wie beim SP, da der Reaktor-Tank ge-

schlossen ist, weil das schwere Wasser unter einer Schutzatmosphäre aus Helium steht. Wegen der langen Lebensdauer der Neutronen im schweren Wasser ist dieser Reaktor sehr betriebssicher. Er kann trotz seiner hohen Leistung in bewohnten Gebieten errichtet werden. Ein weiterer Vorteil ist sein großes Experimentiervolumen im Gebiet hohen thermischen Neutronenflusses, ebenfalls als Folge der größeren freien Weglänge der Neutronen im schweren Wasser.

Die Leistungen solcher Reaktoren betragen 100 bis zu einigen 1000 kW. Verschiedene Typen des Graphitreaktors werden von der Industrie angeboten. Die Kosten sind relativ hoch, nicht zuletzt wegen des Aufwandes für das schwere Wasser. Der Preis eines kleinen Graphit-Reaktors wird auf etwa 1 Million Dollar geschätzt, wozu die Kosten für das schwere Wasser in etwa gleicher Höhe kommen. Dieser Reaktor kann verhältnismäßig leicht auf eine Leistung von 4 MW und einen thermischen Neutronenfluß von $9 \cdot 10^{13}$ Neutronen/cm²sec gebracht werden, wie dies für den Grundtyp (siehe Abb. 3.16) in Argonne geplant ist.

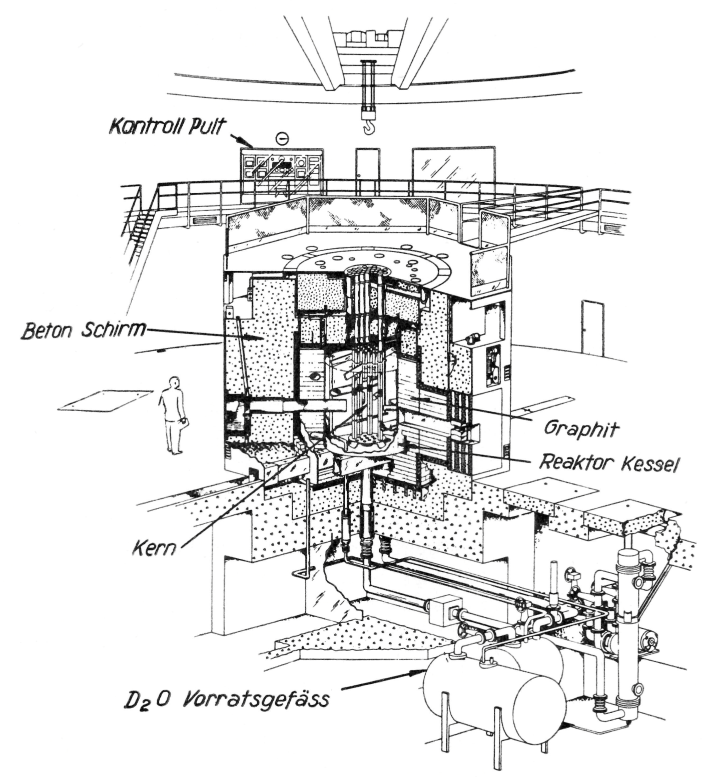


Abb. 3.16. Schema des Graphit-D_2O-Reaktors CP-5 in Argonne.

Den russischen Reaktor dieses Typs zeigt Abb. 3.17. Er ist seit April 1949 in Betrieb und liefert bei 500 kW $2 \cdot 10^{12}$ thermische Neutronen/cm^2 sec. Das schwere Wasser und die Uranstäbe befinden sich in einem Al-Tank, der von einem Graphit-Reflektor umgeben ist, der sich seinerseits in einem zweiten, aber evakuierten Tank befindet. Das Ganze ist von einem 2,5 m starken Betonmantel umgeben. Die Schutzatmosphäre von He gibt den Knallgas-

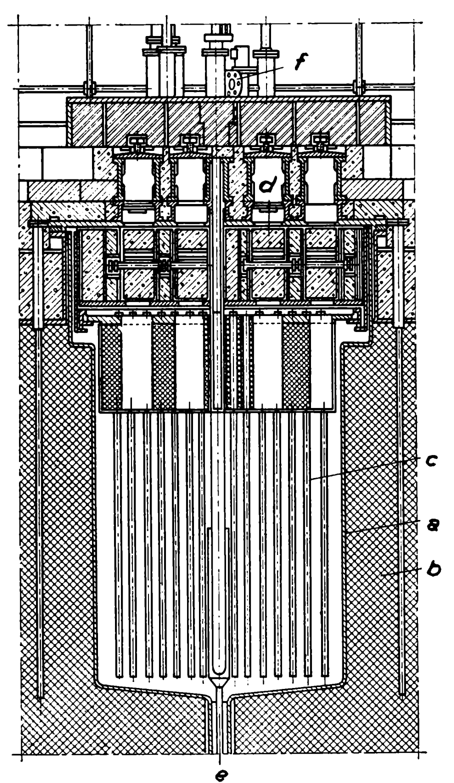


Abb. 3.17. Schema des russischen D_2O-Reaktors. a) Al-Tank 1,75 m Dmr., 1,95 m hoch, b) Graphit-Reflektor in evakuiertem Tank, c) Uran-Stäbe, d) rotierender Verschluß zur Auswechslung der Uran-Stäbe, e) von und zum Wärmeaustauscher, f) Antrieb für Kontrollstäbe (4 Cd-Stäbe).

Gehalt an einen Palladium-Aluminium-Katalysator ab. Das Rohrsystem für das schwere Wasser (zwischen Tank, Pumpen und Wärmeaustauscher) wurde ohne Schweißverbindungen ausgeführt. Es wurde berichtet, daß der Al-Tank für das schwere Wasser im Jahre 1953 durch ein infolge von Korrosion abgebrochenes Brennstoffelement durchschlagen wurde; der Reaktor konnte repariert werden. Er wurde ursprünglich mit natürlichem Uran betrieben, er soll aber nun angereichertes Uran verwenden, um die Leistung auf 3 MW und den Neutronenfluß auf 10^{13} Neutronen/cm^2 sec zu steigern.

Die englischen Reaktoren des D_2O-Types sind als Dido und Pluto bekannt*), sie unterscheiden sich von dem klassischen Typ des CP-5 in Argonne nur durch die Leistung, die sie allerdings bereits in die Klasse der Materialprüfungsreaktoren erhebt. Das Land Nordrhein-Westfalen wird einen Dido-Reaktor als Materialprüf-Reaktor aufstellen. Tab. 3.8 gibt eine Übersicht der bekannten D_2O/Graphit-Reaktoren**).

Name	Ort	Betriebsbeginn	Menge Uran 235 (90% angereichert) kg	Wärmeleistung MW	thermischer Fluß
CP-5	Argonne	1954	1,7	1[1]	$1{,}5 \cdot 10^{13}$
	Rußland	1949[2]	?	0,5	$2 \cdot 10^{12}$
				3,0	10^{13}
Dido	Harwell	1956	2,5	10	10^{14}
Pluto	,,	im Bau	2,5	10	10^{14}
,,	Dounreay	,, ,,	2,5	10	10^{14}
Dido	Australien	,, ,,	2,5	10	10^{14}
El-3	Saclay	,, ,,	[3]	10—15	10^{14}

Tab. 3.8. Schwerwasser-Forschungsreaktoren. 1) kürzlich erhöht auf 4 MW, 2) aber zunächst nur mit natürlichem Uran, 3) 1,4% angereichert.

Während die luftgekühlten Graphit-Reaktoren mit natürlichem Uran keine besonderen Anforderungen an die Brennstoffelemente stellen, ist es für D_2O-Reaktoren notwendig, dieser Entwicklung größere Beachtung zu schenken. Bei der Luftkühlung der ersten Reaktoren genügte die büchsenförmige Umschließung des Brennstoffes mit dünnem Aluminium. Gegebenenfalls sind Kühlrippen spiralenähnlich außen angebracht, um eine intensive Luftzirkulation zu bewirken.

Für die flüssigkeitsgekühlten Brennstoffelemente wurden verschiedene Konstruktionen entwickelt. Besonders bewährt haben sich lamellenförmige Bleche aus Uran, jede Lamelle mit Al überzogen und diese Lamellen zu Paketen vereinigt mit Abstandshaltern in ein längliches Al-Gefäß verpackt, durch welches die Kühlflüssigkeit hindurchströmt. Diese Konstruktion wird in USA fast überall verwendet, da sie sich auch bei hohen Leistungen bewährte. Man findet sie sowohl in den SP-Reaktoren als auch im CP-5 und im MTR (Material Testing Reactor). Abb. 3.18 zeigt die Konstruktion des Brennstoffelementes des CP-5 Reaktors.

Es kann in diesem Rahmen nicht die spezielle Metallurgie der Brennstoffe und der Brennstoffelemente behandelt werden. Für diese Entwicklung sei auf die Spezial-Literatur verwiesen. Uran hat einen Umwandlungspunkt bei 662° C; es sollte daher nicht über 600° erwärmt werden. Da die Spaltreaktion nicht nur an der Oberfläche des Brennstoffes stattfindet und Uran

*) Siehe *H. J. Grout,* J. Brit. Nucl. **1**, 1 (1956); *F. W. Fenning,* U. K. Research Reactors aus Progress in Nuclear Energy, London-New York (1956).

) Für eine Übersicht der amerikanischen Angebote siehe Nucleonics **14, 11, 77—80 (1956).

kein besonders guter Wärmeleiter ist, kann die Oberflächentemperatur des Uran kaum über 400 bis 500° C gesteigert werden. Zur Verbesserung der mechanischen Eigenschaften und der Korrosionsbeständigkeit des Uran wird es legiert, außer mit dem vielfach erprobten Aluminium mit Zirkon, Titan und Molybdän. Die konservative Lösung ist auf diesem Gebiet fast immer das Beste; man bevorzugt daher Uran-Metall oder Al-Uran-Legierungen in Al-Hülle; über Sinter-Verfahren, Keramik, Uranverbindungen, Uransalze und viele andere Neuerungen ist noch kein abschließendes Urteil möglich, hier liegen weite Entwicklungsmöglichkeiten. Eines scheint jedoch festzustehen, daß die Hersteller von Brennstoff-Elementen danach streben, nur eine einzige Art zu vertreiben, damit für deren Betriebssicherheit Gewähr geleistet werden kann. In diesem Sinne ist vermutlich auch der Entschluß der britischen Atombehörde zu verstehen, für die exportierten Reaktoren durchweg Brennstoffelemente eines einzigen Typs und mit 90% angereichertem Uran vorzusehen.

Ein Beispiel für ein sehr interessantes Brennstoffelement brachte Rußland in Genf. Diese Konstruktion nimmt Rücksicht auf das Wachstum des Graphit im Neutronenfeld und den damit verbundenen Abfall seiner Wärmeleitfähigkeit. Im Gegensatz zu der sonst üblichen Anordnung haben diese Uran-Elemente einen ringförmigen Querschnitt, in dessen Innerem das Kühlwasser strömt (siehe Abb. 3.19). In der Genfer Diskussion wurde diese Kühlung des Urans nur von innen und der direkte Wärmeübergang von Uran an Graphit bemängelt. Die russische Erfahrung hat aber die befürchtete Instabilität der Brennstoffelemente nicht bestätigt, augenscheinlich wird die äußere Wand der Uraneinkleidung und die Dicke des Uranringes selbst genügend schwach gehalten.

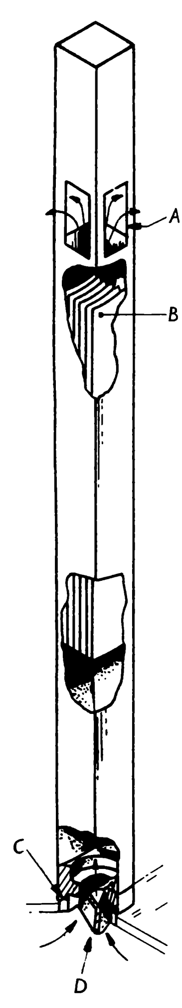
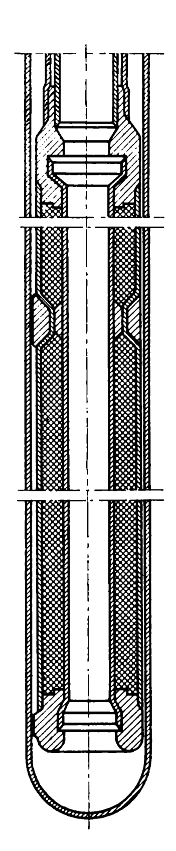


Abb. 3.18. Schema des Brennstoffelementes des CP-5 (ältere Ausführung). A) Ausfluß des Kühlmittels, B) Brennstoff-Lamellen, C) Boden-Raste, D) Zufluß


Abb. 3.19. Russisches Brennstoffelement; Rohrform im Kühlkanal.

Zudem wird jeder Brennstoffkanal bezüglich Temperatur, Wasserfluß und Radioaktivität gesondert überwacht.

Ein völlig neuartiges Brennstoffelement*) ist seit Sommer 1956 im CP-5 Reaktor in Betrieb. Dieses ist innen hohl, ähnlich wie das erwähnte russische Element, aber der Hohlraum wird hier für Bestrahlungsexperimente ausgenutzt. Auf diese Weise bekommt man in dem sonst für thermische Neutronen-Bestrahlung günstigeren D_2O-Reaktor eine vielfache Möglichkeit den schnellen Fluß der Spaltungsneutronen direkt ausnutzen zu können. Die Konstruktion ist so gewählt, daß jedes der max. 17 Brennstoffelemente einen Hohlraum von etwa 60 cm^3 enthält (3,5 cm ∅ und bis 60 cm lang). Wird der Hohlraum nicht benutzt, so wird er mit Graphit ausgefüllt. Jedes Brennstoffelement (Abb. 3.20). hat einen Anschluß an eine Notkühlung für den Fall, daß das schwere Wasser im Haupttank abgelassen wird und die Reaktion innerhalb der Elemente weiter gehen sollte. Jede Kammer kann für sich be- und entladen werden.

Mit derartigen Zusätzen wird der als Forschungsreaktor geplante CP-5 bereits stark der Arbeitsweise eines Materialprüfreaktors angenähert. Bevor jedoch auf diesen Zweig der Reaktor-Technik eingegangen wird, sollen die Forschungsreaktoren und die mit ihnen lösbaren Aufgaben in zwei Tabellen zusammengestellt werden. Tab. 3.9 bringt die Anschaffungskosten, den Brennstoff-Aufwand und erzielbaren Neutronenfluß. Demgegenüber zeigt Tab. 3.10 die Forschungsgebiete, welche mit diesen Neutronenflüssen behandelt werden können. Die deutschen Forschungsreaktoren sind in Tab. 3.11 zusammengestellt. In den Tab. 3.9 und 3.10 ist zum Vergleich ein Materialprüfungs-Reaktor aufgenommen. Die Herstellungs- und Betriebskosten für einen Material-Prüfungsreaktor sind von ganz anderer Größenordnung als bei einem schlichten Forschungsreaktor. Hinzu kommen die Kosten für den Personalaufwand; am MTR in USA arbeiten z. Zt. etwa 180 Personen hauptamtlich, nicht eingerechnet die zu Besuch anwesenden Ingenieure.

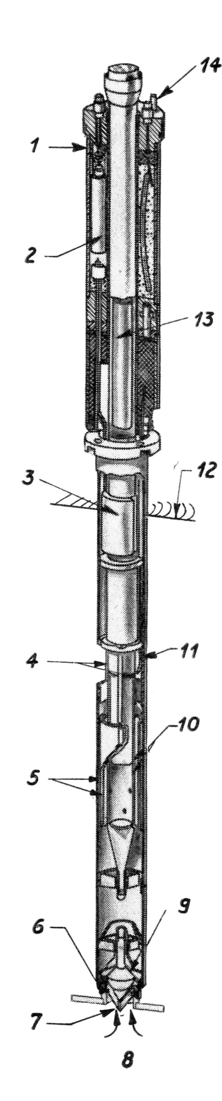


Abb. 3.20. Hohles Brennstoffelement des CP-5 mit Konverter-Kammer (mit freundlicher Genehmigung von Argonne National Laboratory).

1) Abschirmung, 2) Transformator, 3) Schwimmer, 4) D_2O-Ausfluß, 5) Brennstoff-Röhren, 6) Boden-Dichtung, 7) D_2O-Zufluß, 8) Haupt-Tank, 9) Mundstück und Boden-Führung, 10) Bestrahlungsgefäß mit Führung, 11) Thermoelement, 12) D_2O-Pegel, 13) abschirmender Verschluß, 14) Not-Kühlung

*) Verfasser dankt Mr. *McCorkle* für eingehende Erläuterung des im Juni 1956 vorgetragenen Systems.

	Water-Boiler	D_2O-Graphit	Swimming-Pool (mit Graphit-Reflektor)	Materialprüfungsreaktor mit Berylliumreflektor H_2O-Kühlung
thermische Leistung	5 kW	1 MW	1 MW	25 MW
max. Neutronenfluß je cm^2/sec (thermisch)	$2 \cdot 10^{12}$	$>1 \cdot 10^{13}$	$>1 \cdot 10^{13}$	$>1{,}5 \cdot 10^{14}$
notwendige Menge U 235	1,2 kg	2,6 kg	3,2 kg	5,8 kg
ungefähre Kosten ohne D_2O, Brennstoff, Gebäude, normales Gerät usw.	500000 bis 750000 DM	3,6 Mio. DM	1,5 Mio. DM	8—9 Mio. DM
ungefähr jährl. Brennstoffkosten bei Dauerbetrieb	2500 DM	270000 DM	270000 DM	6 Mio. DM
Vorteile	billig	große Sicherheit und große Experimentiermöglichkeit	leicht zugänglich	höchster Fluß
Nachteile	Gas-Kreislauf	Kosten für D_2O	nur unter 100 kW ohne Strahlungsschutz der Wasseroberfläche verwendbar	teuer, viel Kühlwasser erforderlich

Tab. 3.9. Vergleich von Forschungsreaktoren für 20% angereichertes U 235.
Die Angaben beruhen auf der amerikanischen Preisstellung von Ende 1955; infolge britischer Konkurrenz sind die Preise jedoch in Bewegung; trotzdem kann aus der Tafel das relative Kostenverhältnis der verschiedenen Typen entnommen werden. Die Brennstoffkosten basieren auf dem amerikanischen Angebot von 150,— DM je Gramm U 235 in 20%iger Anreicherung [zuzüglich schätzungsweise $ 1000,— je Brennstoffelement für Fertigung usw.], welches Angebot Ende 1956 aber erheblich reduziert wurde (DM 68,— je Gramm 20% angereichert).

n/cm^2 sec	10^8	10^{10}	10^{12}	10^{14}
Neutronen-Physik, Absorptions-Querschnitte	×			
Biologie und Medizin		×		
Herstellung von Isotopen	×	×		
Neutronen-Krebs-Therapie			×	
Neutronen-Beugung			×	
Kristall-Struktur			×	
Strahlungsveränderung der Metalle				×
Entwicklung von Brennstoff-Elementen				×

Tab. 3.10. Erforderlicher kleinster Neutronenfluß für verschiedene Forschungsaufgaben.

Aufstellungsort	Typ	Leistung	Anreicherung
Karlsruhe	Natur-Uran/Schwerwasser	12 MW	—
München	Swimming Pool [1]	1 MW	20%
Hamburg	,, ,, [1]	1 MW	20%
NRW	,, ,, [2]	5 MW	90%
Arnsdorf b. Dresden	,, ,, [3]	2 MW	10%
Frankfurt	Water Boiler [1]	50 kW	20%
Berlin	,, ,, [1]	50 kW	20%
NRW	Graphit/Schwerwasser [2]	10 MW	90%

Tab. 3.11. Deutsche Forschungsreaktoren. [1]) amerik. Modell [2]) brit. Modell [3]) russ. Modell

Materialprüfungsreaktoren.

Der Wunschtraum aller Reaktoringenieure ist ein Materialprüfungsreaktor mit einem Neutronenfluß zwischen 10^{14} und 10^{15} n/cm²sec. Ein so hoher Fluß ist einerseits nötig, um die Prüfungszeit der im Neutronenstrom untersuchten Stoffe im Vergleich mit anderen Reaktoren herabzusetzen, und zum anderen, um entsprechenden Experimentierraum für große Proben, die viel Neutronen absorbieren, zur Verfügung zu haben. In der jüngsten Zeit sind die Anforderungen, die an einen solchen Prüf-Reaktor gestellt werden, sehr verschieden beurteilt worden. Ursprünglich sollte lediglich die Veränderung der Reaktor-Baustoffe im Neutronenfeld untersucht werden. Hierzu wählte man thermische Neutronen, weil der größe Teil der Reaktor-Baustoffe wesentlich nur thermischen Neutronen ausgesetzt ist. Man suchte einen hohen Fluß thermischer Neutronen, vornehmlich um die Untersuchungszeit der Materialien im Vergleich zur betrieblichen Beanspruchung zu vermindern. Im Anschluß hieran trat der Wunsch zu Tage, auch starken Fluß schneller Neutronen zur Verfügung zu haben, beispielsweise um Brennstoffelemente zu prüfen. Dann wurde die Aufgabe gestellt, in den bereits erwähnten „loops" zirkulierende Stoffe, Kühlmittel, Brennstofflösungen und dergleichen in starken Feldern schneller Neutronen zu untersuchen.

Im Zusammenhang mit Reaktoren für Antriebszwecke, z. B. für Flugzeug-Antrieb, wurde schließlich gefordert, ganze elektronische und elektromechanische Aggregate bis zum Volumen einiger Kubikmeter zu testen. Diese Aufgabe *) mutet zunächst etwas ungewöhnlich an, wird aber verständlich, wenn man bedenkt, daß in einem Flugzeug mit Kernantrieb nur der Raum für die Besatzung strahlungsgeschützt werden kann, während alle Geräte, darunter auch die für die Steuerung des Flugzeugs lebenswichtigen elektrisch-mechanischen Antriebe unter dem Einfluß einer mindestens stark korrodierenden Strahlung stehen. Für die Bevorzugung schneller (genauer: mittelschneller) Neutronen eignet sich ein Leicht-Wasser-Reaktor, allerdings ist es schwer, ohne großen Aufwand an Überschuß-Reaktivität in diesem genügend Experimentier-Raum zwischen den Brennstoffelementen zu schaffen. Für den gleichen Zweck, aber nur für kleine Proben, eignet sich das oben erwähnte hohle Brennstoff-Element des CP-5. Ebenfalls kommt man zum Ziel, wenn man sogenannte Konverter, d. h. mit Brennstoff ausgekleidete Behälter in die Nähe starken thermischen Flusses bringt; allerdings ist dabei Vorsicht vonnöten, damit nicht die Reaktivität des Reaktors bei der Einbringung des Konverter-Behälters zu schnell erhöht wird. Auch ist für entsprechende Kühlung des Konverters zu sorgen. Hohen Fluß thermischer Neutronen bekommt man in einem Reflektor z. B. des Leicht-Wasser-Reaktors oder in einem D_2O-Reaktor.

Der erste Materialprüfungs-Reaktor, der amerikanische MTR, ist aus dem SP-Reaktor entstanden. Wird dessen Leistung immer weiter erhöht

*) Siehe Nucleonics **14**, 7, 33 (1956).

und die Kühlung entsprechend verstärkt, so kann man 25 bis 60 MW Leistung erreichen. Das eigentliche Reaktorvolumen ist dabei nur doppelt bis dreimal so groß wie das im Swimming Pool, aber statt des ruhigen Wasserbeckens werden jetzt Ströme von Druckwasser erforderlich, um von diesem noch immer kleinen Volumen die große Wärmeleistung abzuführen. Der amerikanische MTR brauchte in dem Stadium, als er mit „nur" 30 MW betrieben wurde, 750 m^3/min Kühlwasser; er enthält im übrigen 4 kg höchst angereichertes U 235 als U-Al-Legierung und einen kombinierten Graphit- und Beryllium-Reflektor. Unter diesen Betriebsbedingungen lieferte der MTR einen thermischen Fluß von maximal $5 \cdot 10^{14}$ n/cm^2sec. Seit einiger Zeit wird er für höhere Leistungen beansprucht; 40 MW werden als sicher, 60 MW als möglich angegeben. Der Neutronenfluß ist entsprechend gestiegen.

Der Kern dieses Reaktors ist $40 \times 70 \times 60$ cm groß; der umgebende Beryllium-Reflektor ist 1 m hoch und hat 1,5 m ⌀. Kern und Reflektor befinden sich in einem Al-Tank. Dieser wieder ist vom Graphit-Reflektor umgeben, der zweigeteilt ist. Nahe am Tank ist der Graphit in Kugel-Form *) eingelagert, um trotz möglicher Strukturänderungen des Graphits keine mechanischen Schwierigkeiten zu haben. Erst außen schließt sich ein Mantel aus Graphit-Klötzen an. Es folgen Wärme- und Strahlungsschutz. Graphit und Wärmeschutz sind luftgekühlt. Der Reaktor selbst einschließlich des Beryllium-Reflektors sind — wie erwähnt — mit Druckwasser gekühlt. Es wird demineralisiertes Wasser verwendet, das in einem sekundären Kreis mit Kühltürmen rückgekühlt wird. Wegen der großen Wassermenge ist eine ausgedehnte Wasser-Aufbereitungsanlage erforderlich. Für die Luftkühlung dienen Ventilatoren, Filter und ein etwa 80 m hoher Schornstein. Das Gebäude hat keinerlei Druckschutz. Letzteres ist nicht erforderlich, denn der Reaktor steht einsam in einer von Bergen umschlossenen Hochebene; die nächsten Siedlungen sind fast 100 km entfernt. Diese Lage ist ungewöhnlich. Forschungsreaktoren kann man bei entsprechenden Vorsichtsmaßnahmen ohne Gefahr in bewohnten Gegenden errichten. Aber bei der hohen Leistungskonzentration des MTR schreibt die amerikanische Atomenergie-Kommission vor, daß der Reaktor von einer Sperrzone umgeben sein muß, damit für den Unglücksfall der Verdampfung des radioaktiven Reaktorinhalts keine Wohnungen von der Verseuchung betroffen werden. Nach den Vorschriften der AEC beträgt dieser Sicherheitsradius R (in km) wenigstens $R = 0{,}016\sqrt{P}$, wenn keine druckfesten und gasdichten Gebäude zur Verfügung stehen. P ist die thermische Leistung und wird in Kilowatt gemessen; für einen 25-MW-Reaktor ergibt sich damit eine Sicherheitszone mit rd. 2,5 km Radius. Für einen 60-MW-Reaktor sind rd. 4 km vorgeschrieben. In Europa sind auch diese kleineren Sicherheits-Zonen nicht einzuhalten; sie müssen durch entsprechende Bauweise des Reaktors und des ihn umgebenden Gebäudes ersetzt werden.

*) Die ursprünglich beabsichtigte Auswechslung der Graphitkugeln war bisher nicht erforderlich.

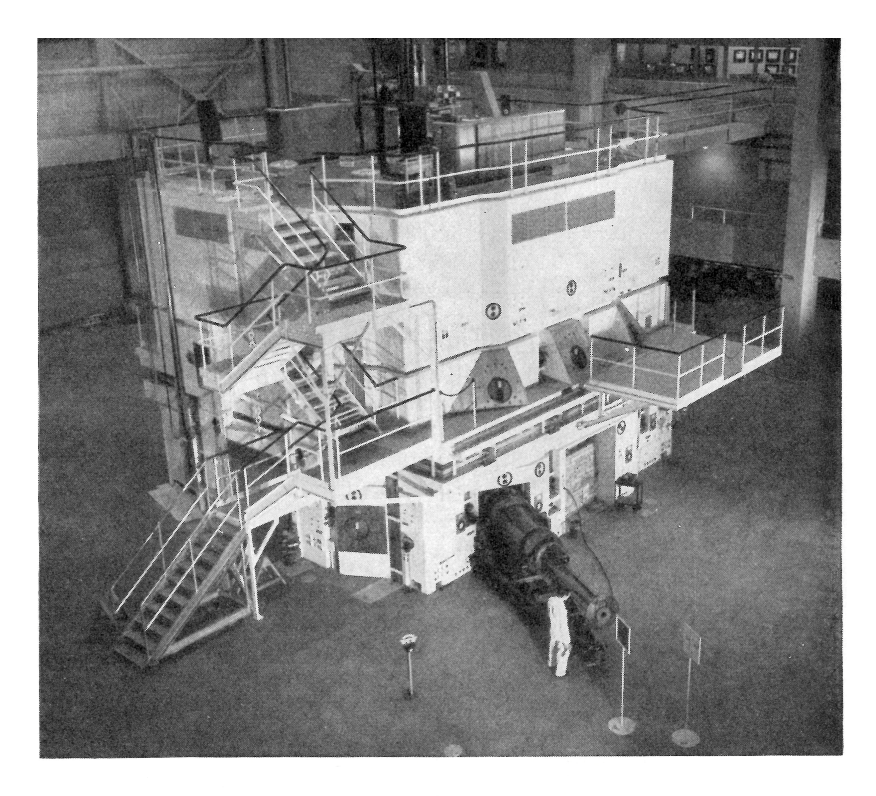


Abb. 3.21. Gesamtansicht des MTR (mit freundlicher Genehmigung von AEC).

Die Abb. 3.21 bis 3.24 vermitteln einen Eindruck von der MTR-Anlage. Abb. 3.21 zeigt die Gesamt-Ansicht augenscheinlich bald nach der Inbetriebnahme, denn es sind keine Experimente aufgebaut; auf der Galerie rechts oben die Kontrolleinrichtung. In Abb. 3.22 ist die obere Verschlußplatte mit den Aufbauten für den Betrieb der Kontrollstangen dargestellt. Nach der oben erwähnten Umstellung der Prüfungen von thermischem auf schnellen Fluß ist heute diese obere Plattform dicht mit Experimenten besetzt. Man strebt danach, soviel wie möglich dicht neben den Brennstoffelementen zu arbeiten. Hierbei kommt eine besondere Eigenschaft des MTR sehr zustatten. Sein Kern ist nämlich so ausgelegt, daß die Brennstoffelemente in variabler Konfiguration angeordnet werden können, um je nach Wunsch verstärkte Zonen hohen Flusses zu bilden. Abb. 3.23 gibt den Blick

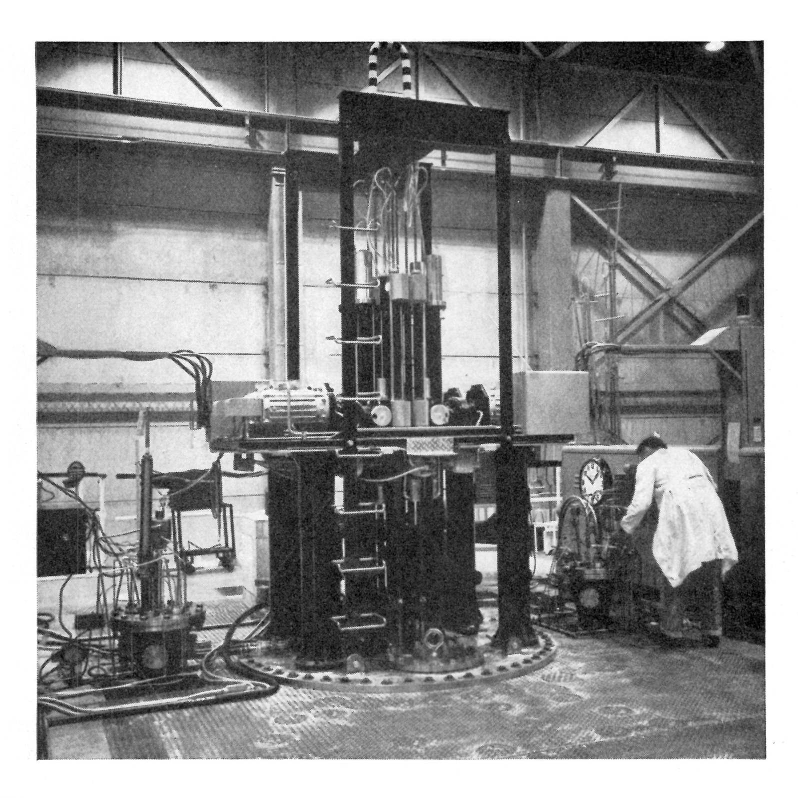


Abb. 3.22. Obere Plattform des MTR. In der Mitte die Kontroll-Stangen (mit freundlicher Genehmigung der AEC).

von oben auf diese Brennstoffelemente und zwar fotografiert in ihrem eigenen Licht. Bekanntlich leuchten im Wasser stark radioaktive Brennstoffelemente im Lichte der bläulichen *Cerenkov*-Strahlung*). Die 23 halben Kreise in Abb. 3.23 bezeichnen Brennstoffelemente. Das andere Licht kommt von bestrahlten Materialien und vom Beryllium-Reflektor. Abb. 3.24 schließ-

*) Der *Cerenkov*-Effekt (entdeckt 1934) wird beobachtet, wenn geladene Teilchen (z. B. Elektronen) ein Dielektrikum mit gleichförmiger Geschwindigkeit passieren und wenn ihre Geschwindigkeit beim Eintritt in das Dielektrikum höher ist als die Phasengeschwindigkeit des Lichtes in diesem Medium. Das schnelle geladene Teilchen verursacht eine schockartige Anregung der von ihm passierten Moleküle des Dielektrikums. Wenn diese Moleküle in ihren Grundzustand zurückkehren, senden sie Lichtimpulse aus. Diese Impulse löschen sich nicht gegenseitig aus, sondern verstärken sich, wenn die Teilchen-Geschwindigkeit größer ist als die Phasengeschwindigkeit des Lichtes im Dielektrikum. Dieser Effekt wird auch in Meßgeräten zum Nachweis von Teilchen hoher Energie benutzt. Eine übersichtliche Darstellung geben *E. Maurer* und *H. Kolz* in Z. angew. Phys. **2**, 5, 223 (1950) und *J. V. Jelley* in Atomics vom April 1953; für eine Literatursammlung siehe u. a. *J. E. Terry*, AERE Harwell, UDC Nr. 538.561 von 1953. Nach *Jelley* besteht kein Zusammenhang zwischen der *Cerenkov*-Strahlung aus kosmischen Schauern und der kosmischen „Radio-Strahlung".

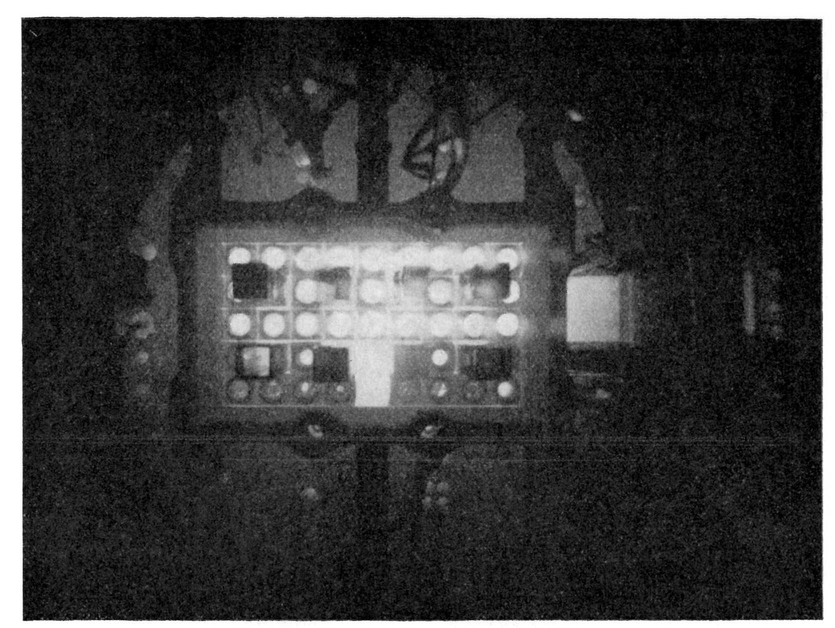
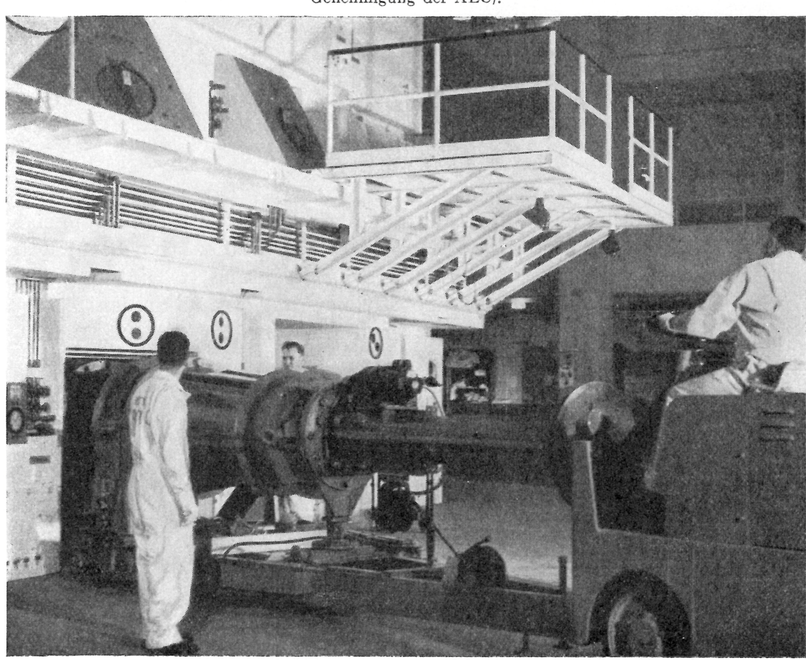


Abb. 3.23. Die Brennstoffelemente des MRT im Licht ihrer *Cerenkov*-Strahlung (mit freundlicher Genehmigung der AEC).

Abb. 3.24. Einbringen einer Prüfeinrichtung in eine Experimentier-Öffnung des MTR (mit freundlicher Genehmigung der AEC).



lich beschreibt eine sehr wichtige Operation: es wird in eine der Experimentier-Öffnungen ein neuer Einsatz eingefügt, in dem die entsprechenden Teststücke einschließlich der zugehörigen Meßorgane, Kühlleitungen usw. untergebracht sind. Jedes Experiment dieser Art ist sorgfältig vorzubereiten; Lageveränderungen während der Bestrahlung müssen vermieden werden. Diese Einsätze sind nicht leicht zu bauen, bedürfen einer sorgfältigen Prüfung in kaltem Zustand und setzen die Existenz einer guten mechanischen Werkstatt neben dem Reaktor voraus.

Einen Prüfreaktor von 25 MW für nach Wunsch zu wählenden Reflektor hat North American Aviation entwickelt. Er kann mit Brennstoff, der zu 20% angereichert ist, bestückt werden. Bei Verwendung von schwerem Wasser als Reflektor soll der maximale thermische Fluß $1{,}6 \cdot 10^{14}$ n/cm²sec erreichen.

Auch Rußland besitzt einen dieser Materialprüfreaktoren; dieser arbeitet seit April 1952 zunächst bei 1 MW und soll später bei 10 MW $8 \cdot 10^{13}$ thermische Neutronen/cm² sec liefern. Angereichertes Uran wird benutzt und als Moderator gleichzeitig Graphit und Wasser. Der Kern des Reaktors ist ein kubischer Graphit-Zylinder von 1 m Höhe und Durchmesser, enthaltend 37 senkrechte Kanäle von je 14 cm Abstand. Um den Kern sind weitere Graphit-Klötze gebaut bis zu einem Durchmesser von 2,60 m und einer Höhe von 2,40 m. Der Graphit hat die bemerkenswerte Dichte von 1,8 $g\,cm^{-3}$ Jeder der erwähnten Kanäle wird mit einem Al-Gefäß ausgekleidet. In dieses Gefäß kommt ein beiderseits offener Hohlzylinder aus Al, der in seinem Innern den Brennstoff enthält. Die Al-Gefäße werden an ein Wasserkühlsystem angeschlossen, so daß jedes Brennstoffelement für sich gekühlt werden kann. Zur Kühlung dient doppelt destilliertes Wasser unter relativ hohem Druck von 12 Atü. Die Reaktor-Abschirmung besteht aus 2,5 cm Fe und 3,20 m Beton.

Der englische Materialprüfungsreaktor wurde bereits erwähnt, es ist ein D_2O-Reaktor Typ Dido bzw. Pluto. (Siehe Tab. 3.8.) Dido ist für die Werkstoffuntersuchung von Proben und weniger für Messungen in „loops" geeignet; über Pluto ist nicht viel veröffentlicht, er scheint besonders für loops eingerichtet zu werden. In beide können Konverter eingesetzt werden. Für Dido und Pluto sind gasdichte Gebäude (Stahltanks) vorgesehen.

In USA werden außerdem zwei sogenannte Engineering Test Reactor errichtet, die nach demselben Prinzip wie der MTR arbeiten sollen, aber größere Bestrahlungsräume bekommen werden, um vollständige Aggregate, Pumpen usw. prüfen zu können, denn es hat sich herausgestellt, daß man mit der Prüfung von Materialproben oder Funktions-Modellen allein nicht auskommen kann. Der erste dieser beiden ETR wird neben dem MTR in Idaho von Kaiser und General Electric errichtet; den zweiten baut Westinghouse, seine Wärmeleistung soll über 20 MW liegen. 3 Experimentier-Öffnungen von 15 cm ⌀ gehen durch den ganzen Kern; sie stehen unter Druck und werden einen thermischen Fluß von $5 \cdot 10^{13}$ n/cm²sec erhalten. Im gan-

zen sind über 50 Experimentieröffnungen vorgesehen. Der mittlere thermische Fluß liegt zwischen 10^{13} und 10^{14}. Die Experimentier-Öffnungen unter Druck werden für das weitere Studium des Druckwasser-Reaktors benötigt, man kann dort bei 135 At und 320° C arbeiten. Zwischen den Brennstoffelementen wird eine größere Versuchskammer vorgesehen. Die höchste Temperatur an der Oberfläche der Brennstoffelemente wird 130° C betragen; der Kühlwasserfluß ist größer als 60 m^3/min. Auch der Reflektor und ein Teil der Experimentierkanäle werden wassergekühlt. Ein kg Kobalt kann ständig zur Bestrahlung im Reaktor anwesend sein, ohne den Fluß für die übrigen Experimente zu benachteiligen. Der ETR von Kaiser/GE soll 175 MW Wärmeleistung bekommen und $4 \cdot 10^{14}$ thermischen und $1{,}5 \cdot 10^{15}$ mittel-schnellen Neutronen-Fluß liefern. Er ist in Idaho im Bau.

Über einen Reaktor zur Prüfung von Schaltungen und Antrieben ist noch nichts bekannt geworden. Es hat den Anschein, daß häufig nur ein relativ geringer Neutronenfluß nötig ist, denn die zu prüfenden Geräte befinden sich in ziemlicher Entfernung vom Reaktor und werden zum Teil durch die Konstruktion des Flugzeuges usw. abgeschirmt. Vermutlich wird die Belastung bei einem Fluß von 10^{11} bis 10^{12} höchstens liegen und nicht durch schnelle Neutronen, sondern nur durch mittelschnelle (etwa unter 1 MeV) bewirkt werden. Auch ist die zeitliche Belastung (Flugdauer) begrenzt im Vergleich zum Dauerbetrieb eines Leistungsreaktors. Dies bedeutet, daß man einen SP-Reaktor benutzen könnte; in diesen kann ein großer Konverter-Kasten hineingebracht werden, um den gewünschten Experimentier-Raum zu haben; oder man kann an einer Stelle eine mehrere Quadratmeter große Fläche in der Abschirmung des Pools freilassen; oder schließlich kann man an Stelle der thermischen Säule, nach Ausbau der Graphit-Einlage eine evtl. als Konverter ausgebildete Kammer einbauen. Es sind auch andere Anordnungen*) denkbar.

Aus der bisherigen Betriebserfahrung mit Prüf-Reaktoren lassen sich folgende Regeln für zweckmäßigen Bau und Betrieb herleiten:

1. Man schaffe einen großen Experimentier-Raum**) um den Reaktor, wenn möglich 15 m ringsherum. Das Dach des Reaktor-Raumes soll eine doppelte Decke haben, damit die Gasdichtigkeit des Hauses auch bei einer kleinen Explosion im Falle eines Unfalles gesichert bleibt (z. B. bei Herausfliegen der Kontrollstäbe).

2. Man lege in die Ebene der Reaktor-Oberkante ein durchgehendes Stockwerk oder eine sehr große Plattform; die meisten Versuche werden in schnellem Fluß gewünscht, und man braucht daher mehr Platz oben als an den Seiten; siehe hierzu Abb. 3.25, aus der die Flußverteilung einer bestimmten Kernanordnung des MTR hervorgeht.

---

*) Siehe *P. J. Sykes*, jr., in Nucleonics **14**, 10, 42 (1956).

**) Über die zweckmäßige Organisation eines Prüf- und Forschungsbetriebes siehe Kap. 6.

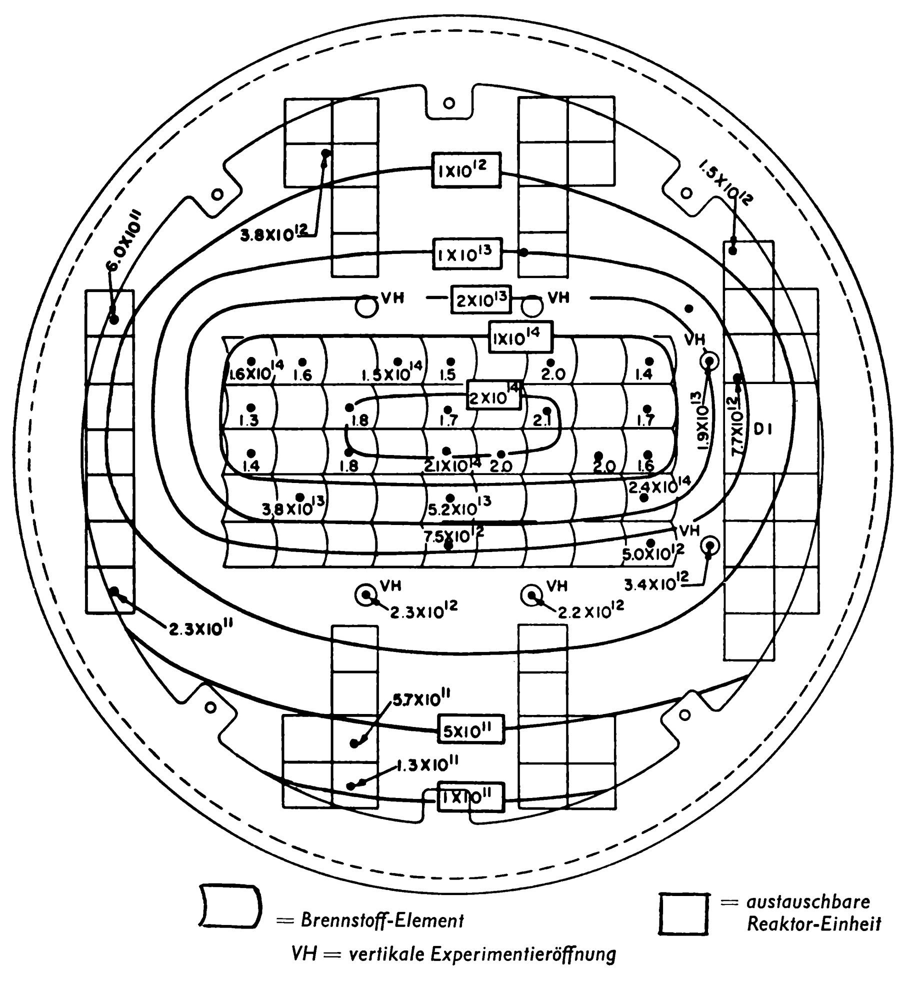


Abb. 3.25. Linien gleichen Flusses schneller Neutronen im MTR (nach *John R. Huffmann*).

3. Für jeden Experimentier-Kanal ist eine reichlich bemessene Schalttafel usw. an der Wand des Reaktor-Gebäudes vorzusehen; es müssen Kabelkanäle von und zur Schalttafel vorhanden sein, in die auch Rohre für Kühlleitungen usw. untergebracht werden können.
4. Ein Wasser-Kanal*) soll dicht unter oder neben dem Reaktor zugänglich sein, um verbrauchte Brennstoff-Elemente, bestrahlte Proben usw. strahlungssicher unterbringen zu können.

*) Der Kanal des MTR ist etwa 50 m lang.

5. Jede Experimentier-Stelle muß gesondert am Bedienungspult überwacht werden; trotzdem ist dieses Pult nur mit den wichtigsten Instrumenten zu versehen; die übrigen Instrumente sind an Tafeln hinter dem Pult zu montieren. Es muß alles getan werden, um die Überwachung zu erleichtern.
6. Zwischen Reaktor-Tank bzw. Reflektor und biologischem Beton-Schutz ist ein geringer Unterdruck zu unterhalten. Die Verseuchungsgefahr durch radioaktiven Staub ist sonst nicht zu bannen; aus dem gleichen Grunde sollen abgeschlossene Meßräume für Zählrohre usw. vorgesehen werden.
7. Eine gute mechanische Werkstatt nebst Raum für Aufbau und Prüfung der Einsätze in die Experimentier-Kanäle ist erforderlich. Diese Werkstatt muß auch große Stücke bearbeiten können.
8. Auch nach der Abschaltung des Reaktors darf die Kontrolle nicht nachlassen. Sollte die Auswechslung eines Kontrollstabes nötig sein, ist sofort an dessen Stelle hilfsweise ein Kadmium-Absorber einzuführen und im Reaktor zu belassen bis die Reparatur beendet ist.
9. Alle Experimente sind sorgfältig (nach einem Plan) zu bearbeiten; es darf keine Änderung ohne vorherige Anzeige beim Bedienungspult vorgenommen werden.

Die Prüfung der Sicherheit dieser Reaktoren hat besonders sorgfältig zu geschehen. In den dicht besiedelten Gebieten in Westeuropa muß man wesentlich vorsichtiger sein als dort, wo weite und unbewohnte Landschaften zur Verfügung stehen. Ein Reaktor vom Typ des MTR läßt sich — allerdings mit gewissem Aufwand — völlig gefahrlos betreiben. Die Hauptquelle einer möglichen radioaktiven Verseuchung kommt vom Kühlwasser und von der Kühlluft. Bei einwandfreiem Betrieb ist das Kühlwasser praktisch frei von Radioaktivität (erster Kühlkreis in sich geschlossen; nur zweiter offen). Wesentlich größere Sicherheit gewährt ein geschlossener zweiter Kühlkreis, der seinerseits mit Luft gekühlt wird (mit Ventilatoren an Wärmeaustauschern nach Art der Auto-Kühler*). Die größte Gefahrenquelle ist bei jedem noch so gut abgeschlossenen Reaktor der Gehalt an A 41 in der bestrahlten Luft. Da man Luftkühlung und Luftaustausch nicht völlig vermeiden kann, bleibt nur der Weg, über einen hohen Schornstein**) eine gute Verdünnung zu erzielen oder alle Kühlluft in Tanks zu halten (komprimieren) und erst nach etwa 2 Tagen Verweilzeit abzulassen

---

*) Wie bei dem im Bau befindlichen ORR-Reaktor (Oak Ridge Research Reactor).

**) siehe Kapitel 6.

Leistungsreaktoren

Bei den bisher betrachteten Forschungsreaktoren wird die im Innern entstehende Wärme lediglich als schädliches Beiprodukt angesehen. Anders gestaltet sich die Aufgabe, wenn die Wärmeerzeugung Hauptsache wird, weil mit Hilfe dieser Wärme mechanische und elektrische Energie erzeugt werden soll. Auch besteht für die bisher geschilderten Reaktoren eine ausgereifte Technik, die international, in den USA, Rußland und England, den gleichen Grundsätzen folgt, wie man aus den Genfer Berichten erkennen konnte. Wenn man den Verwendungszweck, d. h. den gewünschten Neutronenfluß angeben kann und die Art des Brennstoffes kennt, dann liegt der Typ des Reaktors so weit fest, daß die Kosten den Ausschlag geben. Anders verhält es sich mit den Reaktoren für industrielle Verwendung, wie z. B. beim Atomkraftwerk oder für Antriebszwecke. Hier stehen eine Reihe wertvoller und aussichtsreicher Entwürfe zur Wahl; die endgültige industrielle Erprobung ist aber noch im Fluß; jedem der jetzt im Bau befindlichen Projekte haftet der Charakter der Versuchsanlage an. Da es sich hierbei um einen vorübergehenden Zustand handelt, muß man sich im Rahmen dieses Berichtes auf die Grundtypen beschränken.

Bei den Energie- oder Leistungsreaktoren ist nicht der Neutronenfluß von Interesse, sondern die höchstmögliche wirtschaftliche Wärmeerzeugung, also die günstigste Ausnutzung des Brennstoffs. In engster Beziehung zur Wirtschaftlichkeit steht die erforderliche Größe des Reaktors; diese ist je nach der Art der verwendeten Baustoffe verschieden. (Siehe Tab. 3.1).

Die Wärmeleistung W eines Reaktors, dessen Brennstoffelemente die Oberfläche O haben, ist $W = O \cdot \alpha \cdot \Delta T$, worin α der Wärmeübergang je Oberflächeneinheit und ΔT die Temperaturdifferenz zwischen Kühlmittel und Brennstoff bedeuten. α ist ungünstig für Gase, besser für Wasser, am günstigsten für flüssige Metalle. ΔT ist nicht konstant im ganzen Reaktor, angenähert kann man hierfür die Differenz der mittleren Temperaturen von Kühlmittel und Brennstoff einsetzen. Für Vergleichszwecke bildet man die Leistungsdichte also den Quotienten aus der Leistung und dem Volumen aller Brennstoffelemente. Es ist also eine große Oberfläche der Brennstoffelemente wünschenswert, um hohe Leistungsdichten erzeugen zu können (Lamellen-Konstruktion). Die Anreicherung des Brennstoffs wirkt in gleichem Sinne. Die Grenze der erzielbaren Leistungsdichte wird durch die zulässige Materialbeanspruchung (max. Uran-Temperatur 600 °C), Korrosion und die Strukturveränderungen im Brennstoff selbst als Folge der Spaltungen gesetzt. In diesem Sinne ist Plutonium noch schwieriger als Uran zu handhaben, da es bereits oberhalb 120 °C eine Reihe von Umwandlungspunkten durchläuft und bei 640 °C schmilzt.

Grundsätzlich bestehen bei gleichzeitiger Abschirmung von schädlichen Strahlungsprodukten verschiedene Möglichkeiten für den Energieentzug

Name	EBR No. 1	EBR No. 2	HRE No. 1[4])	HRE No. 2[4])	BORAX III[1])	EBWR[5])	SRE
Ort	NRTS, Idaho	NRTS, Idaho	Oak Ridge	Oak Ridge	NRTS, Idaho	Argonne	Santa Susana Cal.
verantwortl. Laboratorium	Argonne	Argonne	Oak Ridge	Oak Ridge	Argonne	Argonne	Atomics Intl. (NAA, Inc.)
Wärme-leistung	1400 kW	62500 kW	1000 kW	5000 bis 10000 kW	15000 kW	20000 kW	20000 kW
Generator-Kapazität	150 kW	17500 kW	150 kW	300 kW	2400 kW	5000 kW	7500 kW
Kosten des Reaktors[2])	$ 2700000	$ 15300000	$ 1100000	$ 1800000	$ 600000	$ 3600000	$ 5300000
Kosten der Versuche[3])	$ 6000000	$ 39600000	$ 12800000	$ 38800000	$ 2800000	$ 19700000	$ 14400000[6])
Konstruk-tionsbeginn	1949 Herbst	1956	1951 (März)	1954 (Juli)	1954 (Sept.)	1955 (Juni)	1954 (Aug.)
Reakt. krit.	1951 (Aug.)	1958	1952 (April)	1956	1955 (Juni)	1956	1957 (April)
Betriebs-beginn	1951 (Dez.)	1959	1953 (Febr.)	1956	1955 (Juli)	1957 (Febr.)	1957 (Juli)
Reaktor-Ausgangs-temperatur	316 °C	538 °C	249 °C	299 °C	215 °C	250 °C	516 °C
Reaktor-Druck	etwa 6,8 At	etwa 6,8 At	68 At	136 At	20,4 At	40,8 At	20,4 At
Uran-Brennstoff	48 kg	150 kg oder 90 kg Pu	3 kg	4 kg	15 kg	4500 kg	2100 kg
Anreicherung U 235	etwa 90%	45% oder 24% Pu	etwa 90%	etwa 90%	etwa 90%	1,4%	2,9%
Moderator	Brüter	Brüter	H_2O	D_2O	H_2O	H_2O[7])	Graphit
Kühlung	Na K	Na	umlaufende Brennstofflösung		H_2O	H_2O[7])	Na
Kontroll-Methode	bewegl. Blanket u. U 238-Stäbe	bewegl. Blanket u. Brennstoffstäbe	U Konzentration, Temp. Koeff.	U Konzentration, Temp. Koeff.	Kontrollstäbe und chem. Lösung	Kontrollstäbe	Kontrollstäbe
Dampf	27,2 At 282 °C	122,4 At 482 °C	13,6 At gesättigt	35,4 At gesättigt	20,4 At gesättigt	40,8 At gesättigt	40,8 At 440 °C

Tab. 3.12. Leistungsreaktor-Versuche in USA, Programm I. 1) Borax III ist Teil des EBWR-Programms, 2) einschl. Gebäude für Reaktor und Herstellungskosten der Brennstoffelemente für erste Beschickung, aber ausschl. Brennstoffkosten, 3) einschl. Reaktor, 4) homogener Reaktor, 5) Boiling Water Reaktor, 6) einschl. Turbogenerator von Southern California Edison Co., 7) ab 1958 mit D_2O.

Name	LAPRE I [1]	LAPRE II [1]	LAMPRE [4]	OMRE	LMFRE
Ort	Los Alamos	Los Alamos	Los Alamos	NRTS, Idaho	
verantwortl. Laboratorium	Los Alamos	Los Alamos	Los Alamos	Atomics Intl. (NAA, Inc.)	Brookhaven
Wärmeleistung	2000 kW	1300 kW	etwa 1000 kW	16000 kW	5000—10000 kW
Generator-Kapazität	entfällt bei diesen Versuchen				
Kosten des Reaktors [2]	$ 700000	$ 100000		$ 875000	
Kosten der Versuche [3]	$ 2200000	$ 280000	$ 3000000	$ 1800000	$ 10 bis 12000000
Konstr.-Beginn	1955	1955	1958	1956 (Jan.)	
Reaktor krit.	1956	1956	1959	1956	
Betriebsbeginn	1956	1956	1959	1957	
Reaktor-Ausgangs-Temp.	430 °C	316 °C		277 °C	
Reaktor-Druck	etwa 265 At	etwa 54,4 At		20,4 At	
Uran-Brennstoff	8,4 kg	7,7 kg	flüssige Pu.-Legierung	20 kg	
Anreicherung U 235	etwa 90%	etwa 90%		etwa 90%	
Moderator	H_2O	H_2O	kein	Diphenyl	Graphit
Kühlung	H_2O	H_2O	Na K	Diphenyl	umlaufende Brennstoff-Lösung m. Wismut
Kontroll-Methode	Kontr.-Stäbe u. Temp.-Koeff.	Lösungsvolumen Temp.-Koeff. bewegl. Reflekt.	beweglicher Reflektor	Kontroll-Stäbe	U Konzentration Temper.-Koeff. Kontrollstäbe
Dampf	245 At	40,8 At gesätt.	entfällt bei diesen Versuchen		

Tab. 3.13. Leistungsreaktor-Versuche in USA, Programm II. 1) homogener Reaktor, 2) einschl. Gebäude für Reaktor und Herstellungskosten der Brennstoffelemente für erste Beschickung, aber auschl. Brennstoffkosten, 3) einschl. Reaktor, 4) mit schnellen Neutronen.

Firma	Westinghouse[1]) und Duquesne Light Co.	Yankee Atomic Electric Co.	Consolidated Edison Co.	Commonwealth Edison u. a.	Consumers Public Power District	Power Reactor Dev. Co. (Det. Ed. u. a.)	Westinghouse und Pennsylvania Power and Light
Ort	Shippingport Pennsylvania	Westl. Massachusetts	Indian Point New York	Dresden bei Chicago	Nebraska	Detroit Edison Versorgungs-Gebiet	PP&L Versorgungs-Gebiet
Reaktortyp	Druckwasser	Druckwasser	Druckwasser	Dual cycle Boiling-Water	Na-Graphit	schneller Brüter	Homogener Reaktor
Wärmeleistung	236000 kW	480000 kW	500000 kW	682000 kW	250000 kW	300000 kW	
inst. elekt. Leistung	100000 kW	134000 kW	250000 kW[2])	180000 kW	75000 kW	100000 kW	150000 kW
Brennstoffmenge	12 t Natur-U u. 52 kg	28800 kg	275 kg U u. 8100 kg Th	68000 kg	24600 kg	2100 kg	
Anreicherung des U 235	von etwa 90%	2,7%	etwa 90% für U	1,1%	1,8%	20%	
Moderator	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	Graphit	keiner	
Kühlung	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	Na	Na	Brennstoff-Lösung
Reaktor-Temp.[3])	282 °C	280 °C	260 °C	250 °C	496 °C	427 °C	
Reaktor-Druck	136 At	136 At	102 At	40,8 At	20,4 At	6—14 At	
Dampf	40,8 At gesättigt	40,8 At gesättigt	28,6 At gesättigt	40,8 At 249 °C	54,4 At 440 °C	40,8 At 388 °C	40,8 At
gesch. Kosten f. Reaktor[4])	$ 27700000	$ 17400000		$ 34200000	$ 13500000	$ 36000000	
gesch. Kosten der Turbo-Gen.-Anlage	$ 10000000	$ 16000000		$ 10800000	$ 10800000	$ 9000000	
Gesamt-Kosten	$ 37700000	$ 33400000	$ 55000000	$ 45000000	$ 24300000	$ 45000000	
Kosten je KW	$ 370	$ 246	$ 230	$ 250	$ 320	$ 540	
Erwartete Eröffnung	1957	1959—60	1960	1960	1958—59	1959—60	1962

Tab. 3.14. Erstes Leistungsreaktor-Programm der Industrie in USA. 1) Dieser Reaktor wird im Auftrag der AEC errichtet, 2) einschl. 110000 kW aus üblichem Überhitzer, 3) mittlere Temperatur des Kühlmittels im Reaktor, 4) ausschl. Forschung und Entwicklung, Herstellung der Brennstoffelemente oder sonstiger Nuclear-Materialien. Kosten für Herstellung der Brennstoffelemente und sonstiger Nuclear-Materialien werden zu den Brennstoffkosten gerechnet.

Firma	Chugach Electric Association	Wolverine Electric Cooperative	University of Florida	City of Orlando, Florida	Rural Cooperative Power Ass'n	City of Piqua, Ohio	City of Holyoke, Mass.
Ort	Anchorage, Alaska	Hersey, Michigan	Gainesville, Florida	Orlando, Florida	Elk River, Minnesota	Piqua, Ohio	Holyoke, Massachusetts
Reaktortyp	Na/D_2O	homogen	Druckwasser	Brüter	Boiling Water	Organischer Moderator	Gas-Kühlung Gas-Turb.
Wärmeleistung	40000 kW	31000 kW[5])	10000 kW		58000 kW	45500 kW	44000 kW
inst. elektr. Leistung	10000 kW	10000 kW	2000 kW	25000 bis 40000 kW	22000 kW	12500 kW	15000 kW
Brennstoff-Menge	10000 kg	12 kg	keineAngabe	60 kg U-235 7700 kg Th	12 kg anger. 10000 kg Nat. U.	6300 kg	70 kg
Anreicherung des U 235	etwa 2%	stark angereichert	30—40%	stark angereichert	stark anger. Stäbe und Nat.-U.	3%	5%
Moderator	D_2O	Uranyl-Sulfat in D_2O	H_2O	Graphit	H_2O	Kohlenwasserstoff	keine Angabe
Kühlung	Na		H_2O	U 235 in Wismut-Lösung	H_2O	Kohlenwasserstoff	N
Reaktor-Temp.[7])	510 °C	299 °C	232 °C	keineAngabe	278 °C	324 °C	700 °C[6])
Reaktor-Druck	atmosphärisch	136 At	81,6 At	keineAngabe	61,2 At	2 At	35 At
Dampf	57,8 At 454 °C	40,8 At[2]) 252 °C	13,6 At 208 °C	75 At 482 °C	40,8 At 440 °C	27,9 At 288 °C	keine Angabe
gesch. Kosten für Reaktor[8])	$ 5500000[1])	$ 2486000	$ 1400000	$ 12500000	$ 3760000	$ 3340000	$ 2400000
gesch. Kosten der Anlage	$ 1850000	$ 1088000	$ 200000[3])	$ 8000000	$ 2425000	$ 1960000	$ 4028000
Gesamt-Kosten	$ 7350000	$ 3574000	$ 1600000[4])	$ 20500000	$ 6185000	$ 5300000	$ 6428000
Kosten je KW	$ 735	$ 357	$ 800	$ 512—820	$ 281	$ 424	$ 429
Erwartete Eröffnung	1961	1959	1959	1960	1960	1960	1960

Tab. 3.15. Zweites Leistungsreaktor-Programm der Industrie in USA. 1) ausschl. Kosten für Konstruktion, 2) Dampf von Wärmeaustauscher in gasbeheiztem Überhitzer erhitzt auf 440 °C bei 38,4 At, 3) ausschl. Gebäudekosten, 4) nicht endgültig, 5) einschl. Überhitzer von 15,3 MW, 6) Max. Gas-Temperatur am Reaktorausgang oder Turbineneingang, 7) Mittlere Temperatur im Reaktor, 8) ausschl.Forschung und Entwicklung.

Ort	Fertigstellung im Jahre	elektrische Leistung MW
Calder Hall A	1956	150[1]
Calder Hall B[2]	1958	150
Chapel Cross A	1958	150
Chapel Cross B	1959	150
Berkeley	1960	250—300
Bradwell	1960	250—300
Hunterton	1960	250—300
Incley Point	1961	300—400
weitere 4 Werke[3]	1963	>400
weitere 4 Werke	1965	>400[4]

Tab. 3.16. Britische Pläne für Urankraftwerke und Plutonium-Erzeugung. 1) Calder Hall liefert z. Z. 70 MW an das Netz; Gesamterzeugung 92 MW, 2) Verstärkung des Drucktanks auf 7,6 cm; höherer Druck und höhere Temperatur des CO_2; burn up bis 2500 MWd/t; Ziel Verdoppelung der Leistung. 3) Der Reaktor-Typ dieser und der nachfolgenden 4 Werke liegt noch nicht fest; evtl. Na/Graphit; alle anderen aufgeführten Werke sind Doppel-Reaktoren vom Calder Hall-Typ, 4) Totale Kapazität aus Kernkraft 4000 bis 6000 MW ab 1965, 15000 bis 30000 MW ab 1975.

Typ	Ort	System	Brennstoff	Leistung
G 2	Marcoule	Graphit, gasgekühlt	100 t nat. Uran	150 MW Wärme, 30 MW Elektr.
G 3	Marcoule	wie G 2		
G 4	Algerien	wie G 2		
EDF 1	Avoine	Graphit, CO_2-gekühlt, Doppelreaktor	130 t nat. Uran	300 MW Wärme, 60 MW Elektr.
EDF 2	Chinon	wie EDF 1		

Tab. 3.17. Leistungsreaktoren in Frankreich (in Bau bzw. geplant). Bis 1975 sollen 50 Milliarden KWh geliefert werden; dann jährliche Pu 239-Produktion: 100 kg.

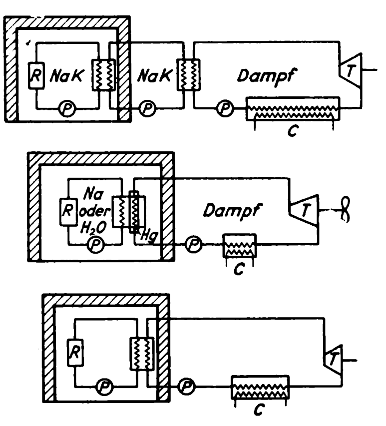


Abb. 3.26. Wärmestromkreise an Reaktoren (R = Reaktor, P = Pumpe, C = Kondensator).

aus einem Reaktor, die in Abb. 3.26 schematisiert dargestellt sind, wobei der technische Wunsch dahin geht, möglichst viel vom Wärmekreislauf außerhalb des eigentlichen Reaktors lassen zu können. Je nach der Art der Kühlung ergeben sich verschiedene Möglichkeiten. Es gibt den doppelten H_2O oder Na- oder NaK-Wärmeaustauscher, wie er z. B. im Argonne-Entwurf des Brüters verwendet wurde, oder den Na- bzw. H_2O-Wärmeaustauscher mit Hg-Strahlungscshutz, wie für Schiffsantriebe geplant.

Schließlich den einfachen Wärmeaustauscher, z. B. Druckwasserkühlung im Reaktor und normale Dampferzeugung für die Turbine. Nach Vorschlägen von *W. H. Zinn* wird auch die direkte Verwendung des Reaktor-Kühlmittels, also Wasserdampf ohne Wärmeaustauscher zum Turbinenantrieb im Boiling Water Reaktor realisiert.

Aus der Kombination der verschiedenen Möglichkeiten des Wärmeüberganges mit den diversen Reaktortypen hat man in USA eine Serie von Versuchen ausgearbeitet, die auf der Basis von angereichertem Uran arbeiten. Alle im Reaktor-Bau tätigen Länder entwickeln Leistungsreaktoren, teils auf dieser Basis, teils mit Natur-Uran; die Tab. 3.12 bis 3.17 geben eine Übersicht über die Planung in USA, England und Frankreich (s. S. 98 bis 102, Schweden S. 117).

Rußland hat den Ruhm, den ersten*) Leistungsreaktor für Dauerbetrieb erstellt zu haben; er hat zwar nur eine kleine Leistung und versorgt lediglich eine einzige Fabrik. Dieser Prototyp arbeitet seit dem 27. 6. 1954 (5 MW elektr. Leistung, 30 MW Wärmeleistung; 550 kg von 5% angereichertem Uran. Er hat Druckwasserkühlung von 100 At; $5 \cdot 10^{13}$ Neutronen je cm² und sec; Graphit). Das zweimal destillierte Druckwasser wird durch ein Röhrensystem gepumpt und steht in Verbindung mit einem Ausdehnungsgefäß, das mit Druckluft gefüllt und mit einem Vorratstank versehen ist. Der Wärmetransport von der Oberfläche des Urans wird mit $1{,}5 \cdot 10^6$ kcal/m²h angegeben. Der „burn up“, das heißt der Abbrand des U 235 ist 15%; die 5%ige Anreicherung wird auf 4,2% reduziert. Die Brennstoffelemente haben die oben beschriebene Hohlform und werden einzeln überwacht. Insgesamt sind 500 Brennstoffkanäle vorgesehen. Der Graphit erwärmt sich auf 650 bis 700 °C, das Kühlwasser auf 260 bis 270 °C. Es gibt seine Wärme an einen Wärmeaustauscher zur Dampferzeugung ab; seine Rückflußtemperatur ist 190 °C. Zur Abschirmung dient ein Wassertank von 1 m und Beton von 3 m Stärke. Die Gesamtanordnung ist aus Abb. 3.27 zu entnehmen. Die Weiterentwicklung dieses Typs zu 100 und 200 MW-Stationen ist im Gange, deren Fertigstellung ist in Kürze zu erwarten; die Verwendung von stärker angereichertem Uran wird erwogen. Das Druckwasser-System hat sich bewährt. Gasdichte und drucksichere Gebäude (zum Schutz gegen das Entweichen radioaktiver Materialien bei Betriebsunfällen) sind nicht geplant.

England ist mit dem Kraftwerksbau am weitesten fortgeschritten. Das britische Kernkraftwerk für natürliches Uran in Calder Hall ist eine der großartigsten Ingenieurleistungen auf diesem Gebiet. Da es auf Grundlage von natürlichem Uran (kritische Menge 20 t, Gesamteinbau 63 t) arbeitet, sind alle Abmessungen ungewöhnlich groß. Die Anlage hat im Herbst 1956 die Stromerzeugung aufgenommen mit maxi-

---

*) In USA wurden schon früher Reaktor-Stationen zur Stromerzeugung verwendet, so der erste Brüter (Dezember 1951) und die Prototypen der U-Boot-Reaktoren. Aber später wurde wegen Einschaltung anderer Reaktor-Versuche die Stromerzeugung wieder aufgegeben. In England wird der Bepo zur Dampferzeugung für Heizzwecke benutzt.

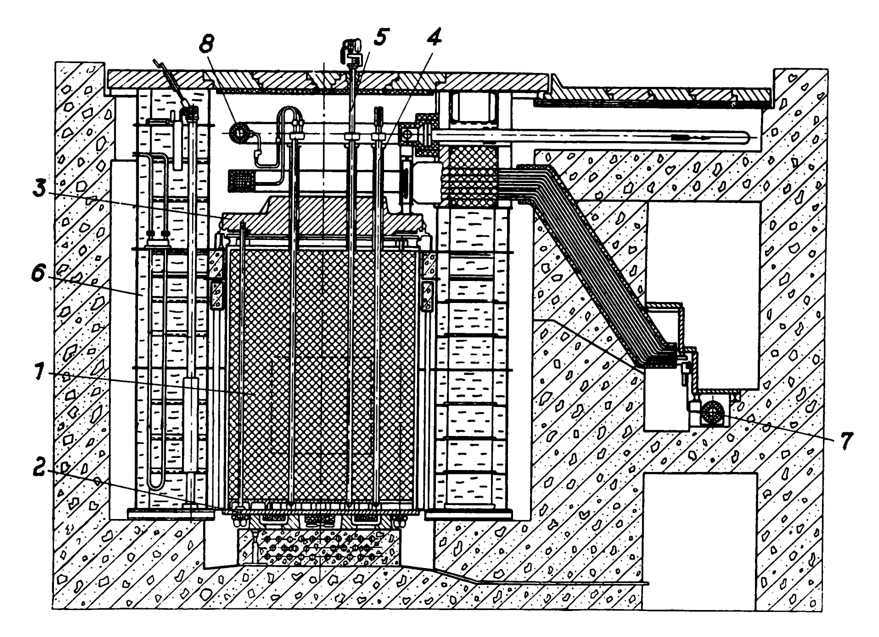


Abb. 3.27. Schema des ersten Kraftwerk-Reaktors (Rußland, 5 MW Versuchsanlage) nach USSR-Akademie der Wissenschaften in Nuclear Engeneering. 1) Graphit-Reflektor, 2) Beton, 3) Deckplatte, 4) Brennstoffelement, 5) Sicherheitsstange mit Antrieb, 6) Wasserschirm, 7) Wasserzufluß zu Brennstoff-Kanälen 8) Wasserabfluß aus Brennstoff-Kanälen.

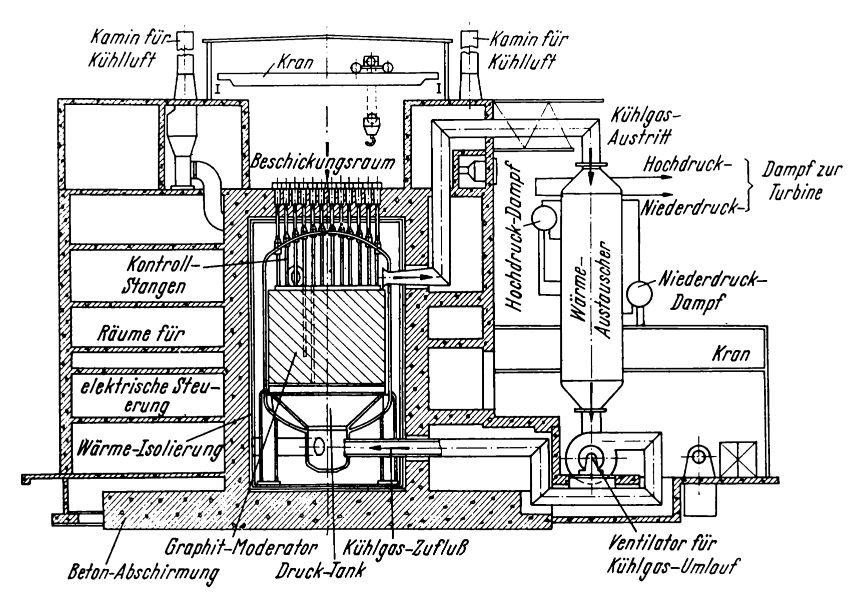


Abb. 3.28. Schema des Calder Hall-Reaktors.

maler elektrischer Leistung des Doppelraktors von 184 MW. Ein Graphitblock von 1150 t (Abb. 3.28) enthält senkrechte Kanäle für den Brennstoff und die Kontrollstäbe; der ganze Block befindet sich in einem Drucktank aus 5 cm dicken Stahlplatten für einen Betriebsdruck von rd. 7 At. Besonders bemerkenswert ist die Verwendung einer Magnesium-Legierung (1.1% Al; 0,05% Be) für die Einkleidung der Brennstoffelemente. Im Gegensatz zu den früher gebauten Reaktoren für Plutonium-Erzeugung (in Windscale), die horizontale Kanäle hatten, sind jetzt die Kanäle im Graphit senkrecht, was eine längere Lebensdauer der Anlage gewährleisten soll, weil die senkrechten Graphit-Kanäle nicht so leicht durch thermische und Strahlungs-Beeinflussung verbogen werden. Zur Reaktorkühlung dient CO_2 in einem geschlossenen Kreislauf über spezielle turmartige Wärmeaustauscher. Um den Tank ist ein Wärmeschutz gelegt, der eine besondere Luftkühlung hat; die Kühlungsluft wird aus etwa 60 m hohen Schornsteinen abgeblasen. Die dadurch entstehende radioaktive Verseuchung bezeichnet man als geringfügig. Zur Füllung des Reaktors und der vier Wärmeaustauscher sind 20 t CO_2 erforderlich. Die Ausgangstemperatur beträgt 350 bis 370 °C. Die Eingangstemperatur 140 °C. Um die Bildung von Graphit- und Eisenoxydstaub im Kühlsystem zu vermeiden, wird ein Teil des CO_2-Stromes (etwa 2%) kontinuierlich abgezweigt und gereinigt. Das Kernkraftwerk besteht aus einem Doppelreaktor, in dessen Mitte sich das Turbinenhaus befindet, wo Turbinen zweistufiger Bauart von je 23 MW, 11 kV, aufgestellt sind. Die Calder-Hall-Anlage gilt als Grundtyp der englischen Planung; ihr werden weitere Kraftwerke folgen. (Tab. 3.16).

Bei dieser CO_2-Kühlung eines Graphit-Reaktors besteht die Möglichkeit einer Graphit-Reaktion mit CO_2, die im Falle Calder Hall durch Kontrollversuche im Bepo-Reaktor*) geprüft wurde. Es handelt sich um den Übergang

$$CO_2 + C = 2\,CO,$$

der in beiden Richtungen vor sich geht und ohne die Anwesenheit von Strahlung leicht zu einem Gleichgewicht kommt: unter 450 °C bildet sich nur eine vernachlässigbar kleine Menge von CO im Überschuß. Mit steigender Temperatur nimmt die Graphit-Reaktion zu. Es war zu befürchten, daß unter dem Einfluß der schnellen Neutronen und der Struktur-Änderung des Graphits diese Reaktion ein größeres Ausmaß annehmen und daß Graphit aus dem Moderator losgerissen und in den kühlen Teilen der Anlage niedergeschlagen werden könnte. Der erwähnte Nebenschluß zur Reinigung des CO_2 hat daher eine sehr wichtige Funktion. Der Hauptzweck der Stationen vom Typ Calder Hall wird in der Erzeugung von Plutonium gesehen, das zur Anreicherung des Brennstoffes für die Reaktoren der zweiten englischen Baustufe dienen soll.

---

*) Der Neutronenfluß im Bepo ist niedriger als im Calder Hall Reaktor; die Versuchsergebnisse sind also nicht proportional übertragbar (siehe hierzu u. a. *K. Jay*, Calder Hall, 1956).

In USA ist man bei der Kraftwerksplanung konservativ vorgegangen. Man hat als erstes Modell einen Typ gewählt, dessen einzelne Bauelemente kein besonderes Risiko enthalten. Die ersten amerikanischen Erfahrungen mit Leistungsreaktoren beruhen auf den günstigen Ergebnissen mit dem Druckwasser-Reaktor zum Antrieb des U-Bootes Nautilus, das schon länger als 1 Jahr in zufriedenstellendem Betrieb ist. Dieser von Westinghouse entwickelte Druckwasserreaktor wird daher auch für das erste amerikanische Kraftwerk verwendet, das in Shippingport, Pen. seit 1954 im Bau ist. Es soll mit leicht angereichertem Uran arbeiten. Im Kreise um den Reaktor herum sind vier Wärmeaustauscher und vier Turbinen angeordnet. Der Reaktor selbst wird mit Wasser von 135 at Druck und 270 °C gekühlt (Abb. 3.29). In jedem Kühlkreislauf werden 73 m³/min eingepumpt. Der

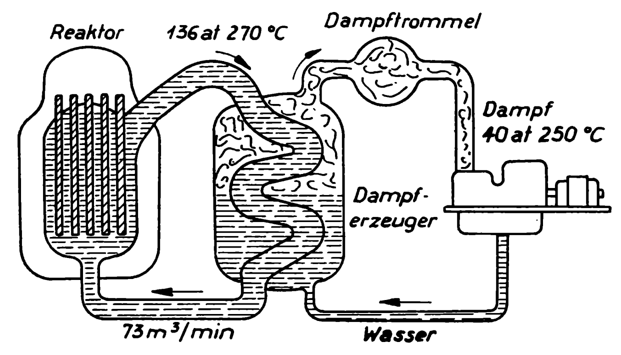


Abb. 3.29. Schema des Druckwasser-Reaktors (aus Fortune).

Reaktorkern enthält 12 t natürliches Uran und 52 kg zu 90% angereichert. Der negative Temperatur-Koeffizient wird ausgenutzt, so daß nur wenige Kontrollstäbe zur Steuerung erforderlich sind. Der Reaktorkessel besteht aus Stahl und ist 7,62 m hoch, der Durchmesser beträgt 2,75 m. Hinter dem Wärmeaustauscher und dem Dampfkessel soll gesättigter Dampf von 40 at zur Verfügung stehen. Es sollen 60 MW elektrischer Leistung erzeugt werden. Auch andere Firmen haben Druckwasserreaktoren projektiert, u. a. in Verbindung mit einem ölgeheizten Überhitzer, um Heißdampf für Turbinen der üblichen Abmessungen zu erzeugen, denn — wie schon erwähnt — liefert ein Reaktor nur Dampf von niedrigerer Temperatur als bei Dampfkraftwerken üblich. In Kanada wird zusammen mit General Electric ein Druckwasser-Reaktor (NPD) gebaut unter Verwendung von schwerem Wasser im Drucktank und für natürliches Uran. Dieses Kraftwerk soll 20 MW elektrische Leistung abgeben.

An zweiter Stelle der amerikanischen Entwicklung steht der erwähnte, von *W. H. Zinn* angegebene Boiling Water Reaktor. Diesem Typ ohne Wärmeaustauscher und mit festem Brennstoff gibt man eine große Zukunft. Es bestehen mehrere Entwürfe für Leistungsreaktoren dieser Art,

teils mit leichtem teils mit schwerem Wasser. Das RWE baut einen Boiling Water Reaktor für 58 MW Wärmeleistung; Lieferant ist eine Arbeitsgemeinschaft SSW, AMF, MEL*). Norwegen plant einen Boiling Water Reaktor mit D_2O. In Abb. 3.30 wird die in Argonne im Betrieb befindliche Anlage beschrieben: 20 MW Wärme-, 4,8 MW elektrische Leistung, Dampfdruck an Turbine 42 Atü, Dampftemperatur 252 °C, Reaktorkern $1{,}22 \times 1{,}22$ m,

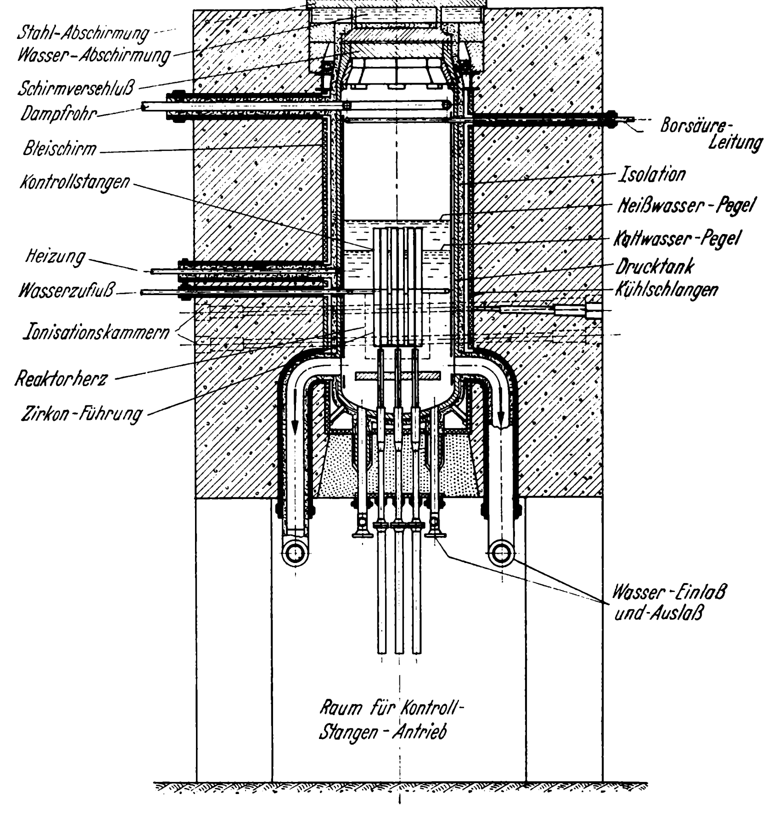


Abb. 3.30. Schema des Boiling-Water-Reaktors.

Brennstoffelemente teils aus natürlichem Uran, teils aus einer Legierung von U 235 mit Zirkon, als Moderator H_2O. Es werden 4535 kg natürliches Uran und 19 kg U 235 benötigt. Die Brennstoffelemente haben eine Umhüllung aus einer Aluminium-Zirkon-Legierung. Zur Regulierung dienen Hafnium-Stäbe, die an einem Zirkon-Schieber befestigt sind. Für den Notfall kann der Reaktor mit einer Borsäure-Lösung überschwemmt und zum

*) 15 MW elektr. Leistung wie Elk River Reaktor in Tab. 3.15, aber ohne dort vorgesehenen Überhitzer.

Stillstand gebracht werden. Der Wärmefluß in den Brennstoffelementen beträgt im Mittel 3 cal/cm²/sec, die heißesten Stellen liegen bei 11 cal/cm²/sec. Der thermische Neutronenfluß im Brennstoff ist $1{,}6 \cdot 10^{13}$ n/cm² sec. Außer dem Dampfstromkreis ist ein elektrischer Starter-Kreis vorgesehen und ein Reinigungsstromkreis. Die Radioaktivität des Dampfes ist um den Faktor 10^4 kleiner als die des Wassers. Außerdem ist die Radioaktivität des Wassers nur von kurzer Lebensdauer und es gibt Verfahren, die Turbinen von schädlichen Strahlungsbestandteilen zu reinigen, die sich z. B. aus dem Metallstaub entwickeln könnten. Der Reaktor ist in einem drucksicheren Stahltank errichtet, der zur Hälfte in die Erde eingelassen ist.

Man beherrscht die Abhängigkeit der Reaktivität vom Dampfverbrauch, hierfür ist geeignete Reaktorabmessung Voraussetzung, denn mit zunehmendem Dampfgehalt in der kritischen Zone fällt die Reaktivität. Bei Verwendung von H_2O und einer geringeren Brennstoffkonzentration als 20 kg je t H_2O wird die Reaktivität jedoch wieder größer, weil dann die im Dampf verminderte Absorption stärker bemerkbar wird als die Verschlechterung der Neutronen-Bremsung. Man hatte zuerst Bedenken, ob nicht Schwierigkeiten durch Dampfblasen auf den Brennstoffelementen entstehen könnten, denn diese würden unregelmäßige Kühlung und auch ungleichmäßige Neutronenverteilung zur Folge haben und somit zu Unregelmäßigkeiten oder zum Oszillieren*) der Leistungsabgabe führen. Die entsprechenden Versuche haben diese Besorgnisse nicht bestätigt. Beim Vergleich des Druckwasser-Reaktors mit dem Boiling Water Reaktor sieht man als Nachteil des Druckwasser-Reaktors das teure und nicht ganz einfache Drucksystem an, denn Reaktortank und zugehörige Pumpen nebst Wärmeaustauschern müssen auf einem Druck (ca. 135 At) gehalten werden, der höher ist als die üblichen Turbinendrucke; ferner gilt als Nachteil, die Notwendigkeit einen Wärmeaustauscher mit einem (bei der niedrigen Dampftemperatur) schlechten Wirkungsgrad zu verwenden. Als Nachteil des Boiling Water Reaktors wird vermerkt, daß man den Reaktor stets mit konstanter Leistung zu betreiben hat, und zwar praktisch ständig mit Höchstlast. Wenn geringere Turbinenleistung gewünscht wird, muß Dampf über einen Nebenschluß kondensiert werden. Wie schon erwähnt, darf die Zone der Dampferzeugung innerhalb der Brennstoffelemente nicht variieren, denn mit größerem Dampfanteil (z. B. bei stärkerer Lastforderung) geht die Reaktivität des Reaktors zurück.

Diesen Nachteil vermeidet ein von General Electric ausgearbeiteter Vorschlag (Dual Cycle Boiling), nach dem bei jeder Lastvergrößerung

*) An einem Versuchsreaktor dieser Art (Spert—1 in Idaho) hat man Oszillationen beobachtet. Die Reaktivität änderte sich bis zu $\Delta k = 2{,}5\%$. Diese Oszillationen sollen damit zusammenhängen, daß der von Dampf erfüllte Raum zwischen den Brennstoffelementen durch nachströmendes Wasser verkleinert wird, womit sich die Reaktivität sofort entsprechend erhöht. Im gleichen Augenblick wird die Leistung und die Dampferzeugung vermehrt, der erhöhte Dampfdruck drängt das Wasser zurück, die Reaktivität und Dampferzeugung sinkt. Nach einer Erklärung von *W. H. Zinn* ist dieses Phänomen durchaus beherrschbar. Es bleibt aber die Tatsache, daß jeder Boiling Reaktor einen relativ großen Überschuß an Reaktivität enthalten muß, um die geringere Moderator-Wirkung des Dampfes (im Vergleich zum Wasser) auszugleichen, daher ist sein System für Abschalten und Kontrolle auf diese überhöhte Zusatz-Reaktivität zuzuschneiden.

kühleres Wasser aus einem Dampfnebenschluß in den Rücklauf zum Reaktor und schnell erzeugter Dampf in die Niederdruckturbine eingelassen wird. (Abb. 3.31). Ein Reaktor dieser Art mit zweistufiger Turbine wird bei einer 180 MW-Anlage in der Nähe von Chicago für ein Kraftwerk der Commonwealth Edison Co. verwendet werden.

Der in Abb. 3.31 beschriebene Nebenschluß arbeitet folgendermaßen: Der Dampfdruck oberhalb des Reaktors wird auf z. B. 41 At unabhängig von kleineren Lastschwankungen an der Turbine gehalten, indem wie beim normalen Boiling Water Reaktor das Nebenschlußventil zum Konden-

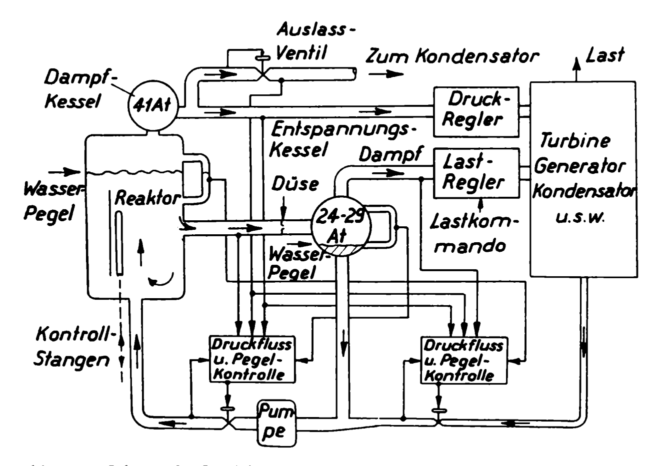


Abb. 3.31. Schema des Dual Cycle Boiling Water-Reaktors der General Electric.

sator betätigt wird. Größere Laständerungen werden mit dem Entspannungs-Nebenschluß bewirkt. Die Anlage arbeitete z. B. bei 30% Last und es werde mehr Leistung gefordert. Der Druck im Entspannungskessel sei z.B. 29 At. Jetzt wird Dampf aus dem Entspannungskessel in den Niederdruckteil der Turbine gelassen, gleichzeitig verändert sich der Druck im Entspannungskessel und die Wasserpumpe wird auf höhere Leistung gebracht. Jetzt strömt mehr kühles Wasser in den Reaktor, dieses mindert die Strecke auf der die Dampferzeugung längs der vertikalen Brennstoffelemente stattfindet, erhöht also die Reaktivität des Reaktors. Die Leistung des Reaktors steigt demzufolge, es wird mehr Dampf produziert, der Dampferzeugungsweg längs der Brennstoffelemente wird wieder länger, der Reaktor steht nun bei höhererer Leistung. Eine Betätigung der Kontrollstäbe war nicht erforderlich *).

Der Boiling Water Reaktor wurde ferner zu einem Test über die mögliche Explosionsgefahr bei Ausschaltung aller Sicherheitsmaßnahmen be-

*) Siehe auch: *C. F. Leyse*, Nucleonics **14**, 7, 42 (1956) und *M. Treshow*, Nuc. Sc. and Eng. **1**, 2 167 (1956).

nutzt. Als Ergebnis dieser beabsichtigten Reaktorzerstörung wurde festgestellt, daß Explosions- und Vergiftungsgefahr durchaus beherrschbar bleiben. Alle neuen Anlagen von Leistungsreaktoren werden in USA jetzt so geplant, daß der eigentliche Reaktor in einem gasdichten und druckfesten Gebäude untergebracht wird, das dem möglichen Explosionsdruck widersteht. Hierfür wird die von General Electric eingeführte Stahlkugel oder ein Zylindertank mit Halbkugel verwendet.

Auch in Rußland hat man sich dem Thema des Boiling Reaktors zugewandt. Zum Unterschied vom amerikanischen Typ wird ein homogener Reaktor vorgeschlagen, der den Brennstoff als Suspension im zirkulierenden Wasser- und Dampfgemisch enthält. Es wird sowohl H_2O wie D_2O mit

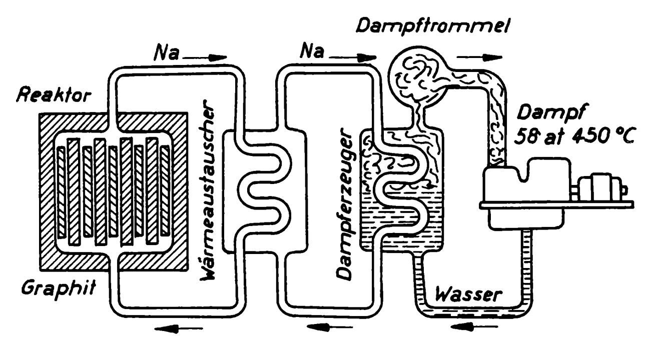


Abb. 3.32. Schema des natriumgekühlten Graphit-Reaktors (aus Fortune).

angereichertem bzw. natürlichem Uran diskutiert. Im Gegensatz zu amerikanischen Modellen ist ein Wärmeaustauscher vorgesehen.

Die Verwendung von Brennstoff-Suspensionen erfordert Maßnahmen, um der Entmischung zu begegnen. Das bekannteste Beispiel ist der in Kapitel 4 behandelte Brüter von Brookhaven. Neuerdings sind in Holland große Fortschritte auf diesem Gebiet (unter Leitung von *Went*) zu verzeichnen. Es wird dort z. Zt. an einem Zero Energy-Versuch mit dem Suspensions-Reaktor gearbeitet. Es wird eine wäßrige Lösung von UO_2, dieses zu 20% angereichert, verwendet. Die Körnung ist so fein (10^{-3} cm), daß der Korn-Durchmesser jedes Brennstoff-Partikelchens kleiner ist als die Reichweite der Spaltprodukte. Man hofft, die Spaltprodukte relativ einfach abtrennen zu können, da sich diese vornehmlich an Oberflächen anlagern. Zu diesem Zweck wird Graphit-Pulver zugesetzt. In einem Nebenschluß wird laufend Graphit (nach der Beladung mit Spaltstoffen) abgetrennt; dadurch wird der Abbrand erhöht insoweit mit diesem Verfahren die vergifteten Absorber entfernt werden. Die Planung richtet sich auf einen 250 kW Reaktor dieser Art; man erwartet die Entwicklung von Leistungsreaktoren und eines Thorium-Brüters (Basis Th O_2) nach dem gleichen Prinzip.

Dem Problem der Verbesserung des Wärmewirkungsgrades einerseits und der möglichen Einschränkung der Radioaktivität in den Anlage-Teilen andererseits wird überall große Beachtung geschenkt. Es besteht der Wunsch, einen möglichst kleinen Teil des Wärmeflusses in die biologische Strahlungsabschirmung des Reaktors einzubeziehen. Dieser Gesichtspunkt zusammen mit dem Bestreben möglichst gute Wärmewirkungsgrade zu erhalten führt zur Metallkühlung und damit zum Entwurf doppelter Wärmeaustauscher wegen der im Kühlmittel (Na) entstehenden Radioaktivität. Trotzdem werden diesen Reaktoren wegen der besseren Wärmeausnutzung

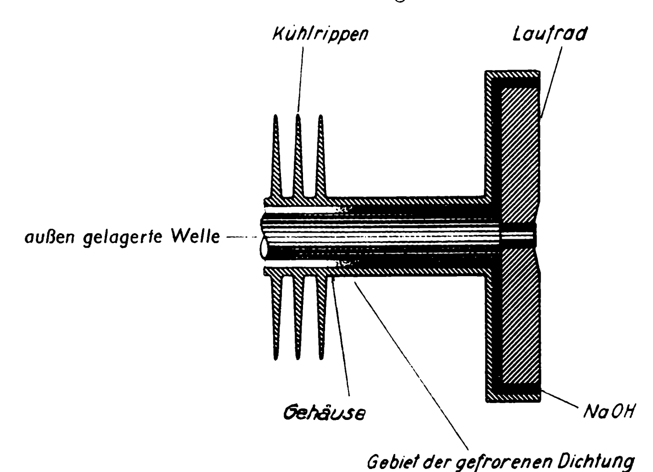


Abb. 3.33. Frozen Seal einer Natrium-Pumpe (aus *Oetjen*, Kernverfahrenstechnik).

infolge der höheren Betriebstemperatur und der höheren Wärmeleitfähigkeit des Kühlmittels große Aussichten zugeschrieben. Der Grundtyp des mit Natrium gekühlten Leistungsreaktors ist der der North American Aviation, der in Los Angeles im Betrieb ist. (Abb.3.32). Es werden 20 MW Wärme erzeugt. In einem zweiten Projekt dieser Firma für Nebraska soll 250 MW Wärme erzeugt werden. Dafür sind 24600 kg U zu 1,8% angereichert erforderlich. Als Moderator dient Graphit. Als Baustoffe dienen Stahl und Zirkon. Es wird Dampf von 440 °C und 55 At erzeugt.

Die Benutzung von Natrium und anderen Metallen hat eine spezielle Technik gezeitigt. Abgesehen von der Vermeidung von Korrosion*) durch einheitliche Verwendung von nichtrostendem Stahl war das Augenmerk auf Anzeige-Geräte für die Entdeckung von Na-Dampf und von Sauerstoff-Beimengungen im Natrium gerichtet; Dampf-Fallen und Kälte-Fallen werden verwendet. Für die erzwungene Zirkulation des Natrium sind besondere Pumpen entwickelt, sogenannte freeze seal pumps (siehe

*) Das mit einem natriumgekühlten Reaktor versehene amerikanische U-Boot ist wegen Korrosions-Schwierigkeiten umgebaut. Da keine Einzelheiten bekannt sind, wäre eine Ablehnung der Natrium-Kühlung voreilig.

Abb. 3.33), bei denen zur Dichtung und Schmierung der Pumpenwelle das innen flüssige und außen erstarrende Kühlmetall selbst benutzt wird. Für die Inbetriebnahme von Leitungen, Behältern usw., die mit Natrium gefüllt werden, ist eine elektrische Heizung des ganzen Rohrsystems vorgesehen; es genügt eine Heizwicklung. Da Natrium sich beim Erstarren zusammenzieht, macht eine vorübergehende Abkühlung eines Natrium-Systems keine mechanischen Schwierigkeiten. Den Vorteil der Metallkühlung zeigt Abb. 3.34.

Der Natrium-Reaktor in Los Angeles hat auch Graphit als Moderator. Die einzelnen Graphit-Klötze werden mit Zirkonblech umhüllt (siehe Abb. 3.35). Dies geschieht, um ein Eindringen des Natrium in die Graphit-Poren zu verhindern, womit ein Aufblähen des Graphit um 0,8% und eine Zunahme der Neutronen-Absorption verbunden wäre. Das Natrium von rund

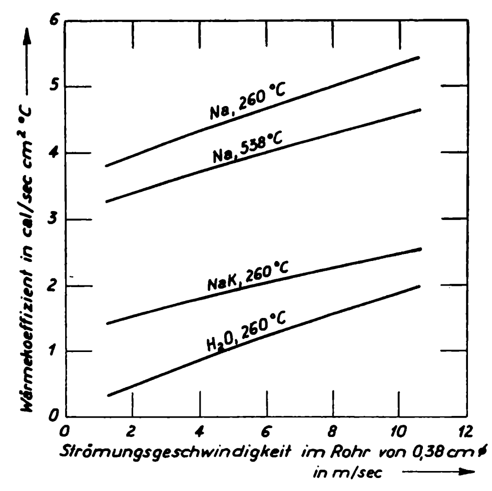


Abb. 3.34. Wärmeübergangs-Koeffizienten.

500 °C wird über einen Wärmeaustauscher geführt, der auf einem zweiten Natrium-Kreis arbeitet (480 °C). Hiermit wird die Radioaktivität im Kühlkreis vermindert. Jeder dieser beiden Kühlkreise für 20 MW hat aus Sicherheitsgründen einen Parallel-Kreis von 1MW Leistung und zwar für Kühlung nach dem Abschalten. Besondere Vorkehrungen sind getroffen, um das Natrium in Reserve-Behälter aus dem Reaktor bringen zu können. Der Brennstoff soll nur zu 2,8% angereichert sein. Die Brennstoffelemente bestehen aus einem Paket von 6 Stäben, die einen 7. Stab aus Zirkon-Metall umgeben, der als Aufhänger dient. Jeder der Uranstäbe ist mit dünnem Stahlblech überzogen. Diese Hülle sitzt aber nicht dicht, sondern das Uran ist mit einer flüssigen NaK-Legierung gewissermaßen in die Hülle hineingelötet. Der obere Teil der Stahlhülle von 180 cm Länge ist mit NaK abge-

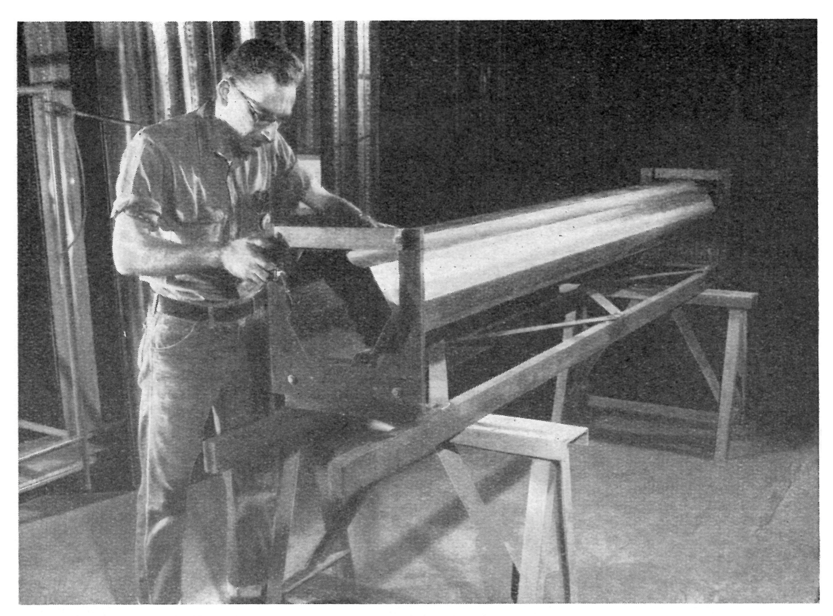


Abb. 3.35. Zirkon-Umhüllung für Graphit-Block (mit freundlicher Genehmigung von North American Aviation).

schlossen, darüber befindet sich eine Helium-Gasblase. Diese nimmt die Ausdehnung des NaK bei Temperatur-Erhöhung auf; außerdem sollen sich dort die gasförmigen (vergiftenden) Spaltstoffe ansammeln. Es ist dies die erste Brennstoffelement-Anordnung, die eine Ableitung der vergiftenden Spaltstoffe aus dem Reaktorkern vorsieht. Die Spaltstoffe werden damit zwar nicht aus dem Reaktor entfernt, aber es ist ein besserer Abbrand des U 235 nicht unmöglich. Diese Brennstoffelemente sollen bei einer Temperatur von 650 °C betrieben werden. Es wird in der Praxis darauf ankommen, ob es gelingt, das zur Kühlung an den Brennstoffelementen vorbeigepreßte Natrium so gut vermischt zu halten, daß keine lokale Überhitzung eintritt. Der mittlere thermische Neutronenfluß soll etwa $2{,}5 \cdot 10^{13}$ n/cm² sec sein. Im zweiten Kühlkreis wird in einem zweiten Wärmeaustauscher Dampf erzeugt, und zwar Dampf von rund 450 °C und rund 60 At.

Die Anlage ist kritisch seit April 1957. Abb. 3.36 zeigt den Reaktortank im ersten Baustadium; Abb. 3.37 vermittelt einen Blick in das Innere. Dort werden gerade Asbest-Silizium-Platten als Wärme-Isolation montiert. In diesen Tank wurde später der eigentliche Reaktortank eingesenkt. Bei einer Besichtigung der Baustelle fiel das komplizierte Leitungssystem auf; denn außer der Natriumanlage mit den verschiedenen Fallen für Oxyd und Dampf, sind Schmelz-Tanks für das Natrium vorgesehen, ferner ein besonderes Kühlsystem für das in den Kältefallen benutzte Toluen, und schließlich Helium- und Stickstoff-Leitungen. Helium wird überall da benutzt,

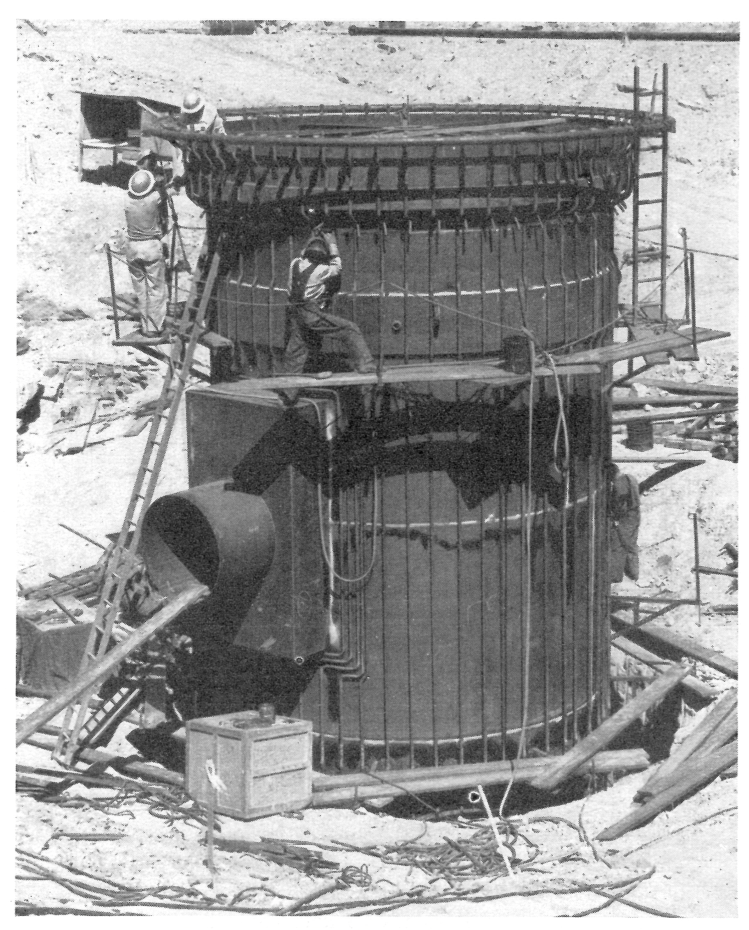


Abb. 3.36. Äußerer Reaktor-Tank für Na/Graphit-Reaktor (mit freundlicher Genehmigung von North American Aviation).

wo eine freie Natrium-Oberfläche gewünscht wird, z. B. in den Fülltanks, im Ausdehnungsgefäß oder in den Kältefallen. Stickstoff dient als zusätzlicher Schutz in der Tankisolation.

Eine ebenfalls vielversprechende Möglichkeit ist die Verwendung von Kohlewasserstoffen*) als Moderator und Kühlmittel. Ein Vorschlag der North American Aviation sieht schwach angereicherten Brennstoff (1,8%) und Diphenyl als Moderator vor. Die Schwierigkeit liegt in der Vermeidung zu starker Polymerisation oder Zersetzung des Moderators. Deshalb wird man diesen Typ vermutlich nur für kleinere Leistungen einsetzen. Geplant

*) Siehe auch *G. A. Freund*, Nucleonics **14**, 8, 62 (1956).

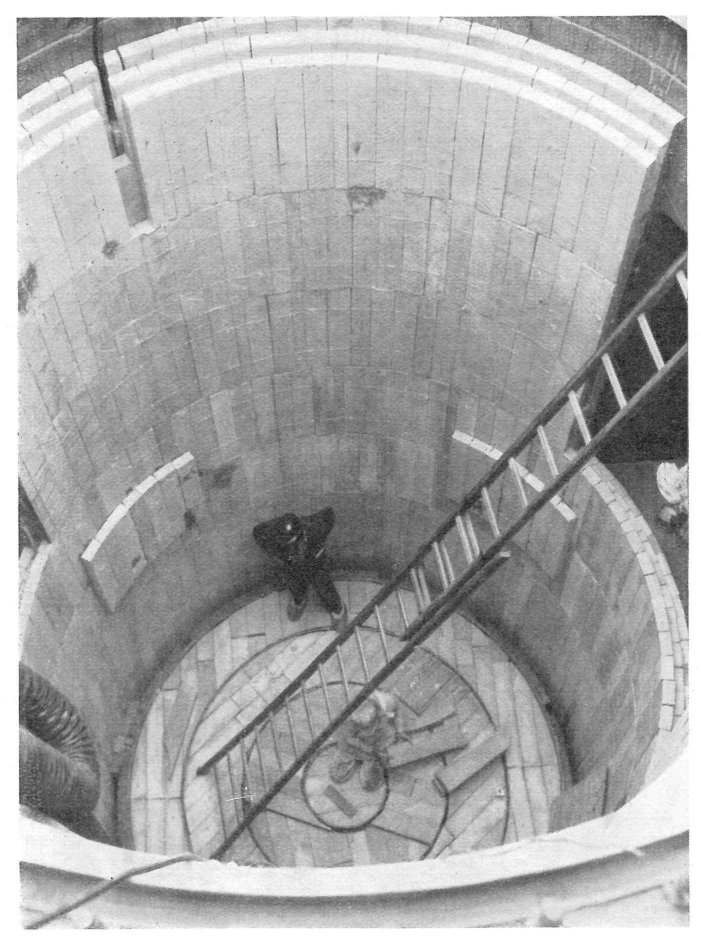


Abb. 3.37. Reaktor-Tank für Na/Graphit-Reaktor. Auskleidung mit Wärmeisolation, außen der Tank von Abb. 3.36 (mit freundlicher Genehmigung von North American Aviation).

sind Anlagen für 12,5 MW (USA) und 10 MW (Südamerika). Ein Vorteil der organischen Substanzen ist die geringere Radioaktivität, auch im Vergleich zum Wasser als Moderator; auch ist die Korrosion kleiner, die Wärmeaustauscher sind aber relativ groß, da der Wärmeübergang für die organischen Materialien gering ist. Gegenüber dem Druckwasser-Reaktor ist der Vorteil der geringere Druck im Reaktor-Tank, außerdem die Möglichkeit einfachen Stahl zu verwenden (keinen korrosionsfesten), ferner kann man Al-Umhüllung der Brennstoffelemente unbesorgt anwenden, bei einer kleinen Undichtigkeit kann im organischen Moderator nicht die gefürchtete

Al-Wasser-Reaktion auftreten; die Sicherheit dieses Reaktors ist also größer.

Neuerdings wird in USA und in der Schweiz *) der gasgekühlte Reaktor wieder propagiert und zwar mit He- oder N-Kühlung. Das erhitzte Gas soll gegebenenfalls direkt zum Antrieb einer Gasturbine verwendet werden, wobei man ähnlich wie beim Boiling-Water-Reaktor das Prinzip der Wärmeaustauscher verlassen will; ob die notwendigen Temperaturen erreichbar

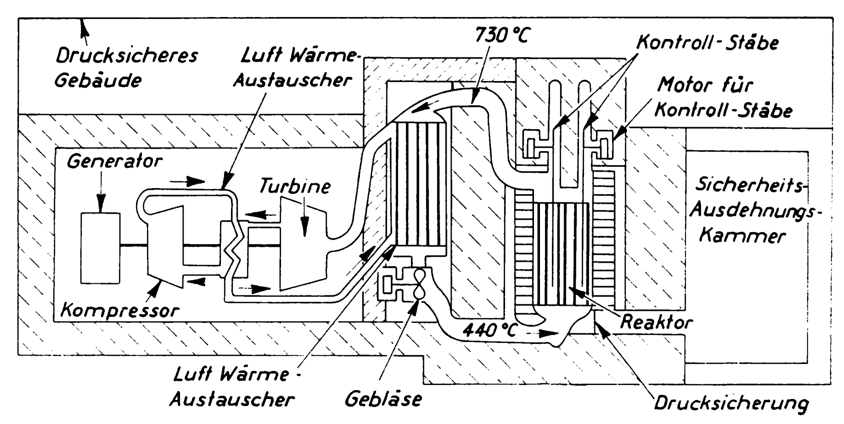


Abb. 3.38. Schema des Reaktors mit Gasturbine.

sind, ist noch offen. Es soll aber angereichertes Uran verwendet werden, so daß ein völlig anderer Typ als Calder Hall entstehen wird. (Abb. 3.38). Ein Kraftwerk dieser Art ist für die Stadt Holyoke (Mass.) vom Sperry-Rand Konzern geplant (siehe Tab. 3.15).

Die Zahl der Typen, die für Leistungsreaktoren vorgeschlagen sind, ist bei weitem mannigfaltiger als hier dargestellt. Zum Abschluß dieser Übersicht seien daher in Tab. 3.18 die wichtigsten Möglichkeiten zusammen-

Kühlung oder	Moderator Typ	Brennstoff-Anreicherung
H_2O	H_2O	leicht oder stark
H_2O	Graphit	sehr leicht
H_2O	D_2O	natürlich oder leicht
D_2O	D_2O	natürlich oder leicht
Na	Graphit	leicht
H_2O-boiling		leicht oder stark
D_2O-boilIng		natürlich oder leicht
H_2O-homogen[1])		stark
D_2O-homogen[1])		mäßig

Tab. 3.18. Liste der in USA als aussichtsreich angesehenen Typen von Leistungsreaktoren. 1) mit zirkulierendem Brennstoff, Vorstufe zum Brüter.

*) N-Kühlung, 35 Atü, 400—700 °C.

gefaßt. Es fällt auf, daß der D_2O-Graphit-Reaktor, der als bevorzugter Forschungsreaktor gilt, nach dieser amerikanischen Bewertung nicht zu den Typen gezählt wird, die eine wirtschaftliche Entwicklung des Leistungsreaktors versprechen. Zu dieser Typenliste kommen noch die im nächsten Kapitel zu besprechenden Brüter-Typen hinzu. Neuerdings wird der Einsatz von hoch konzentriertem Brennstoff innerhalb eines Reaktorkerns aus natürlichem Uran erörtert. Es werden sogenannte „spikes" (einzelne Stäbe) aus U 235 oder Plutonium verwendet. Ein Beispiel ist der Elk River Boiling Water Reaktor (Tab. 3.15).

Die zukünftige Entwicklung der Leistungsreaktoren wird zweifellos vom Gesichtspunkt der Ökonomie bestimmt. In zweiter Linie entscheiden konstruktive Momente z. B. leichte Auswechselbarkeit des Brennstoffs. Es zeichnen sich z. Zt. zwei Richtungen ab. Die eine, vornehmlich in USA entstandene, bemüht sich, die Anlagekosten zu reduzieren, d. h. das räumliche Ausmaß der Werke durch die Verwendung stark angereicherten Brennstoffs zu verkleinern. Die andere Richtung, als deren Hauptvertreter man England anzusehen hat, strebt eine Autarkie der Brennstoffversorgung an, beginnt also mit Werken mit Natur-Uran und arbeitet auf die Erzeugung von Plutonium hin, das zur Anreicherung des Brennstoffes späterer Werke verwendet werden soll. Sicherlich spielen dabei auch militärische Absichten eine Rolle. Für Deutschland ist die Entwicklung besonders schwer vorherzusagen, denn an eine Brennstoff-Autarkie ist angesichts der erheblichen Uranmengen, die in absehbarer Zeit benötigt werden, nicht zu denken. Wir haben lediglich die Wahl angereichertes Uran zu importieren, also von der amerikanischen (oder von einer Euratom-) Anreicherungsfabrik zu kaufen, oder Natur-Uran bzw. Erz zu importieren, wofür dann mehrere Länder als Lieferanten zur Verfügung stehen, falls diese nicht — wie z. B. Belgien — durch internationale Verträge einseitig gebunden und daher uns mindest zeitweise verschlossen sind. Welche von beiden Möglichkeiten besser wäre im Falle einer Energie-Krise „a la Suez" ist ebenfalls nicht abzuschätzen. Angereichertes Uran ist leichter per Flugzeug zu befördern als die vielen Tonnen Natur-Uran oder Natur-Erz. Die heimische Technik wird vorerst beide Wege studieren müssen.

Nachtrag bei der Korrektur:
Das schwedische Reaktorprogramm umfaßt außer Schiffs-Reaktorprojekten folgende Anlagen (vornehmlich eigener Bauweise):

Bezeichnung	Brennstoff	Moderator	Wärmeleistung	Bemerkungen
R—1	3 t nat. U-Metall	6 t D_2O	0,6 MW	im Betrieb als Forschungsreaktor, therm. Fluß $2 \cdot 10^{12}$ n/cm²/sec
R—2	35 kg 20% U 235	H_2O D_2O-Blanket	30 MW	amerikanische Lieferung, soll als Materialprüfungsreaktor arbeiten, therm. Fluß 10^{14} n/cm²/sec
R—3	nat. U	D_2O Graphit-Reflektor	98 MW	Prototyp eines Kraftwerks, 15—25 MW elektrische Leistung, daneben bis 70 MW Heizwärme, Fertigstellung 1960
Adam	nat. UO_2	D_2O D_2O-Reflektor	75 MW	nur für Heizwärme

Kapitel 4. Brüterreaktoren und schnelle Reaktoren

Unter Brüter versteht man einen Reaktor, der ebensoviel oder mehr spaltfähigen Brennstoff erzeugt als er verbraucht. Hierbei wird durch die im Reaktorkern entstehenden schnellen oder die gebremsten thermischen Neutronen in einem den Reaktor umgebenden Mantel von sonst nicht thermisch spaltbaren Stoffen ein Spaltstoff erzeugt; z. B. mit schnellen Neutronen aus dem U 238 des natürlichen Urans Pu 239 gemäß der nachstehenden Gleichung:

$$\underset{(4{,}5 \cdot 10^{9}\,\mathrm{a})}{{}_{92}U^{238}} + {}_{0}n^{1} \longrightarrow \underset{(23\,\mathrm{min})}{{}_{92}U^{239}} \longrightarrow \underset{(2{,}3\,\mathrm{d})}{{}_{93}Np^{239}} \longrightarrow \underset{(2{,}4 \cdot 10^{4}\,\mathrm{a})}{{}_{94}Pu^{239}}$$

Es wurde bereits erwähnt, daß in jedem Uranreaktor aus U 238 Plutonium entsteht, daß aber dieser Prozeß im üblichen thermischen Reaktor nicht zu kontinuierlicher Entstehung und Spaltung des Pu führt, weil die Vergiftung (Xe usw.) der weiteren Ausnutzung des Brennstoffes entgegenwirkt, sofern der Prozeß nicht vorzeitig unterbrochen und Plutonium extrahiert*) wird. Man bezeichnet diesen Vorgang, bei dem je Spaltung im Ausgangsbrennstoff weniger als ein neues Plutonium-Atom erzeugt wird, als Konversion. Erst wenn je Spaltung ein oder mehr als ein Atom des neuen Spaltstoffes entstehen, spricht man vom „Brüten"; als „echter" Brüter gilt ein Vorgang, wenn derselbe Spaltstoff erzeugt wird, der zu Anfang der Reaktion benutzt wurde. Diese Unterschiede sind jedoch nicht wesentlich Es kommt darauf an, daß mit dem Brüter-Verfahren mit Hilfe einer evtl. kontinuierlichen Aufbereitung des erbrüteten Gemisches von Absorber und Brutprodukt ein gereinigtes Endprodukt erzeugt wird, das dann der Spaltung in bekannter Weise dienen kann. — Die entsprechende Brüterreaktion ist auch mit thermischen Neutronen möglich, und zwar für Thorium gemäß folgender Gleichung:

$$\underset{(1{,}4 \cdot 10^{10}\,\mathrm{a})}{{}_{90}Th^{232}} + {}_{0}n^{1} \longrightarrow \underset{(23\,\mathrm{min})}{{}_{90}Th^{233}} \longrightarrow \underset{(27{,}4\,\mathrm{d})}{{}_{91}Pa^{233}} \longrightarrow \underset{(1{,}6 \cdot 10^{5}\,\mathrm{a})}{{}_{92}U^{233}}$$

Die Th-Brütung wird oft als schwieriger als die Uran-Brütung angesehen, da das Zwischenprodukt Pa 233 die lange Lebensdauer von 27,4 Tagen im Vergleich zu 2,3 Tagen von Np 239 hat. Bei geeignet ausgewählten Verfahren dürfte dieser Unterschied jedoch nicht wesentlich sein.

Zu einem Brutprozeß gehört also immer eine Kettenreaktion eines Spaltstoffes und die Umwandlung eines Absorbers in einen neuen Spaltstoff, den man nach Möglichkeit wieder in demselben Reaktor verwenden will, in welchem der erste Spaltstoff benutzt wurde. Auf der Basis einer

*) Das in einem anschließenden chemischen Prozeß gewonnene Plutonium kann als Anreicherungsbeigabe (isoliert oder beigemischt) zur Verbesserung des Ausgangsprozesses benutzt werden.

thermischen Spaltung als Ausgangsreaktion sind demnach die 6 Kombinationen von Tab. 4.1 möglich.

Brennstoff	U 235	U 235	Pu 239	Pu 239	U 233	U 233
Absorber	U 238	Th 232	U 238	Th 232	U 238	Th 232
Brüt-Produkt	Pu 239	U 233	Pu 239	U 233	Pu 239	U 233

Tab. 4.1. Mögliche Brüterkombinationen.

Das Ziel der Brütung ist eine bessere Ausnutzung des Brennstoffes, und so ist der Bau eines Brüters in erster Linie eine Frage der Neutronenökonomie. Da für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion bereits mindestens ein Neutron erforderlich ist, muß man alles tun, um nicht zu viel Neutronen in unproduktiven Prozessen zu verlieren, denn man braucht neben dem Neutron für das Weiterbestehen der Reaktion wenigstens ein zweites für die Durchführung des Brüterprozesses. Wenn also wie beim natürlichen Uran je Spaltung nur 2,56 Neutronen entstehen, so ist man knapp daran, wenn nur 0,56 Neutronen für den unvermeidlichen Verlust übrig bleiben. Die Wirtschaftlichkeit bzw. die industrielle Anwendung der Brüter steht und fällt mit der Möglichkeit, den erbrüteten Stoff von dem anfänglichen Brennstoff in rationeller Weise zu trennen. Deshalb werden Reaktoren mit kontinuierlich umlaufenden Gemischen von Brennstoff und Kühlmittel bevorzugt. Ein wesentliches Glied des Brutprozesses ist die Verfahrenstechnik der Aufarbeitung dieser Gemische, Gemenge oder Legierungen.

Wie schon im Kapitel 3 erläutert, hängt die Neutronenökonomie wesentlich von den Wirkungsquerschnitten der Reaktor-Materialien ab. Bei der Betrachtung schneller Reaktoren ist zudem die Abhängigkeit der Wirkungsquerschnitte von der Neutronen-Energie zu beachten. Im allgemeinen nehmen die Wirkungsquerschnitte mit zunehmender Neutronen-Energie ab; es sind also die Verlustabsorptionen in schnellen Reaktoren kleiner als in thermischen, d. h. man kann mehr Stahl oder andere Absorber verwenden. Bei den Brennstoffen ist das Verhalten übersichtlich, solange man es mit reinen Brennstoffen zu tun hat. Der Wirkungsquerschnitt für Spaltung nimmt nämlich langsamer mit zunehmender Neutronen-Geschwindigkeit ab, als der Einfangquerschnitt der Brennstoffe. Hat man es aber mit nicht 100% angereichertem Brennstoff zu tun, z. B. mit 20% angereichertem U 235 in U 238, dann spielt die Resonanzabsorption in U 238 die bekannte störende Rolle. Man muß also eine Abbremsung auf den hierfür wichtigen Bereich unterhalb 0,1 MeV vermeiden. Für schnellere Neutronen kommt man wieder zu einem günstigeren Verhältnis der Wirkungsquerschnitte für Spaltung in U 235 und Einfang in U 238. Entsprechende Überlegungen gelten für die Kühlmittel schneller Reaktoren. Am günstigsten ist für schnelle Reaktoren eine Metallkühlung u. a. wegen der geringen Bremsung der schnellen Neutronen in den verwendeten Metallen.

Bei Betrachtung der Neutronenökonomie des Brüters erinnern wir uns daher der bei der Aufstellung der Vier-Faktor-Formel der kritischen Bedingung behandelten Beziehung: $\eta = \nu + a\eta$

wo: ν = Zahl der je Spaltung emittierten Neutronen

η = Zahl der je absorbiertem Neutron emittierten Neutronen

a = Verhältnis der Wirkungsquerschnitte für Neutronen-Einfang und für Spaltung ist.

Das Verhältnis a ist abhängig von der Neutronen-Energie (siehe Tab.2.8). Die Aussichten für wirkungsvolles Brüten sind am günstigsten, wenn η nahezu gleich ν ist, das heißt für kleine a. Aus den Werten der Tab. 2.8 ergibt sich, daß die Brüter-Reaktion mit U 233 auch mit thermischen Neutronen arbeiten kann und daß man das günstigste Verhältnis von ν und η aber sonst nur erreicht, wenn sehr schnelle Neutronen zur Verfügung stehen. Dies bedeutet, daß für Brüter mit langsamen Neutronen nur die Reaktion U 233 mit Th in Frage kommt, während für schnelle Neutronen die Reaktion Pu 239 mit U den Vorzug verdient, soweit das Neutronen-Spektrum oberhalb 0,1 MeV zur Diskussion steht. Bei einer genauen Betrachtung dieser Vorgänge ist auch der Einfluß der Reaktor-Temperatur und der absorbierenden Spaltprodukte nicht zu vernachlässigen. Bei der Anwendung lediglich der schnellen Neutronen ist zu bedenken, daß in einem solchen Reaktor alle Prozesse schneller laufen, d. h. er ist schwieriger zu kühlen bzw. es ist seine Größe begrenzt. Aus diesen Gründen kommt der amerikanischen Ankündigung, es sei ein Th-Brüter mit thermischen Neutronen gelungen, besondere Bedeutung zu.

Um diese Beziehungen zu übersehen, hat man einen Brüter-Faktor (BR) definiert als das Verhältnis der Zahl der erzeugten zur Zahl der verbrauchten, nämlich der spaltfähigen Atome, also:

$$\text{Brüter-Faktor } (BR) = \frac{\text{Zahl der erzeugten spaltfähigen Atome}}{\text{Zahl der verbrauchten spaltfähigen Atome}}$$

oder in der von *Zinn* angegebenen Schreibweise:

$$BR = \frac{\nu - 1 - a - A - L + F\,(\nu' - 1)}{1 + a},$$

mit: A = Verlust je Spaltung im verbrauchten Brennstoff in Reaktor-Konstruktion und im Kühlmittel. L = Verlust nach außen je Spaltung im verbrauchten Brennstoff. F = Zahl der gespaltenen U 238 Atome je Spaltung im verbrauchten Brennstoff. ν' = Zahl der je Spaltung von U 238 emittierten Neutronen.

Die Tab. 4.2 gibt einen Überblick über nach dieser Formel kalkulierte Werte des BR für U 238 als Absorber.

Brennstoff	Pu 239	U 235
ν	2,88	2,46
a[1])	0,19	0,23
A[2])	0,12	0,12
L[2])	0,086	0,074
F[3])	0,3	0,24
ν'	2,88	2,88
BR	1,7	1,2

Tab. 4.2. Brüterfaktor für U 238 als Absorber. 1) ist cet. par. eine Funktion vom Ort innerhalb des Reaktors. Bei einer Entfernung von Reaktormitte von 0 cm ist a 0,11; bei 0,4 cm Entfernung ist a 0,17; und bei 5 cm Entfernung ist a 0,13. 2) sind abhängig von der Ausführungsform. 3) hängt ab vom Anteil des U 238 an den Stellen des stärksten Vorkommens schnellster Neutronen.

Plutonium ist demnach der günstigste Ausgangsstoff für einen Brüter mit schnellen Neutronen; erschwerend sind die unangenehmen metallurgischen Eigenschaften (niedriger Schmelzpunkt) des Plutonium sowie seine Giftigkeit und starke Strahlung. Auf die Bedeutung der Anreicherung mit Pu 239 in wassermoderierten epithermischen Reaktoren zur Verbesserung der Reaktivität bzw. des Abbrandes hat *I. V. Kurchatov* kürzlich hingewiesen (siehe Nucl. Eng. **I.**, 3, 101, 1956).

Wegen der langen Halbwertszeit der Zwischenprodukte Np 239 (2,33 Tage) und Pa 233 (27,4 Tage) ist für das Studium der Neutronen-Ökonomie im Brüter auch die Neutronen-Absorption dieser Stoffe, sowie überhaupt die ganze Kette der Folgeprodukte zu beachten. Wie Abb. 4.1 darstellt, entstehen auf verschiedenem Wege Endprodukte wie Pu 240 oder U 234, die ihrerseits n i c h t mit thermischen Neutronen spalten und somit für die Brütung einen Verlust bedeuten. Der effektive Einfangquerschnitt des Pa 233 für thermische Neutronen*) wird mit 140 ± 20 barn angegeben, ist also recht hoch; für Np 239 liegen jetzt auch genaue Angaben**) vor, man findet 80 ± 15 barn in der Literatur. Auch die Endprodukte Pu 240 oder U 234 gehen durch Neutronen-Einfang in andere Stoffe über. Aus U 234 wird U 235, was thermisch spaltbar ist, aus Pu 240 wird Pu 241, das einen hohen Spaltungsquerschnitt (1060 barn) hat***). Wie man sieht, ist die Berechnung der Neutronen-Bilanz eines Brüters erheblich umständlicher als die des normalen thermischen Reaktors. Auf Einzelheiten kann deshalb hier nicht eingegangen werden****).

Das Schema eines Brüters zeigt Abb. 4.2. Es werden zwei getrennte Kreise benutzt. Der Reaktor-Kreis arbeitet als homogener Reaktor nach

---

*) Siehe: *J. Halperin, R. W. Stroughton, C. V. Ellison* und *D. E. Ferguson*, Nuc. Sc. and Eng. **1**, 1, 1 (1956).

) *J. Halperin, R. W. Stroughton, C. M. Stevens, D. E. Ferguson* und *D. C. Overholt*, Nuc. Sc. and Eng. **1, 2, 103 (1956).

***) Siehe: *P. R. Fields, G. L. Pyle, M. G. Ingram, H. Diamond, M. H. Studier* und *W. M. Manning*, Nuc. Sc. and Eng. **1**, 1, 62 (1956).

****) Siehe: *R. Schulten*, Atompraxis **2**, 10, 345 (1956).

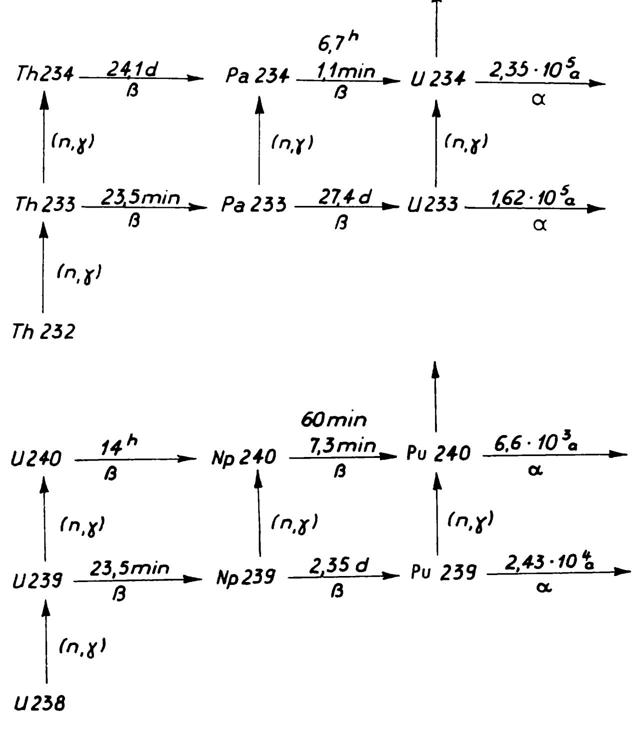


Abb. 4.1. Schema der Brüter-Reaktionen einschl. Folgereaktionen

dem Prinzip des Water Boiler, nur daß nunmehr die Brennstofflösung umläuft und in einem Wärmeaustauscher zur Dampferzeugung benutzt wird. Mit Rücksicht auf die Verzögerungszeit der sekundären Neutronen darf dieser Umlauf nicht beliebig schnell sein, sonst entstehen die sekundären Neutronen außerhalb des Reaktors z. B. im Wärmeaustauscher und die Reaktor-Steuerung wird gefährlich instabil. In dem Schema der Abb. 4.2 ist eine Uranylsulfatlösung von U 235 (90%) in D_2O vorgesehen. Der zweite Kreis ist der Brüter- oder Blanket- (= Mantel oder Zudecke) Kreis. Hier zirkuliert Thorium 232, das sich im D_2O (als Lösung oder Suspension) befindet, da dieser Brüter mit langsamen Neutronen arbeiten soll. Zwischen den Wärmeaustauschern beider Kreise ist ein Druckausgleich vorgesehen, außerdem besteht die Notwendigkeit sowohl Reaktor- als auch Brüter-Lösung von Zeit zu Zeit (oder kontinuierlich im Nebenschluß) abzulassen und chemisch zu verarbeiten. Wegen der Radioaktivität dieser Produkte muß diese Aufarbeitung ferngesteuert und vollautomatisiert werden.

Die Verwendung der Brüter und auch die der einfachen Konverter (von Natur-Uran zu Pu 239) ist an die Entwicklung und die Existenz der entsprechenden chemischen Anlagen gebunden. Die Brüterprojekte sind daher noch mehr als die thermischen Reaktoren mit der vorhergehenden Planung der Brennstoff-Herstellung und Brennstoffverarbeitung verknüpft. Im Beispiel der Abb. 4.2 kann das aus dem Thorium-Blanket gewonnene U 233 wieder zur Füllung des Reaktorkreises an Stelle des U 235 verwendet werden. Aus dem Beispiel ist weiter die enge Verwandtschaft der Brüter zu den homogenen Reaktoren ersichtlich; es wird daher fast jedes Experi-

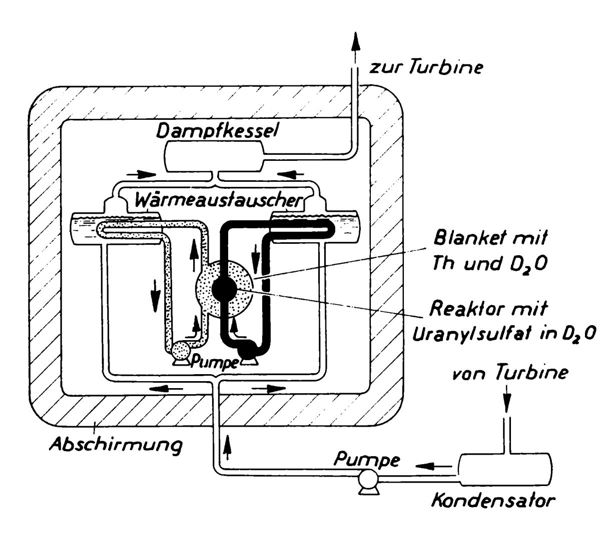


Abb. 4.2. Schema eines Brüters (nach Foster Wheeler Corporation).

ment mit homogenen Reaktoren auch für Brutzwecke ausgenützt; ebenso hat dem Bau eines Brüters mit schnellen Neutronen (Erbrütung von Pu 239) das Studium der Kettenreaktion mit schnellen (ungebremsten) Neutronen voranzugehen (Tab. 3.13; Lampre). In einem schnellen Reaktor ist die mittlere Lebensdauer der Neutronen etwa 10^{-5} sec; das ist wesentlich kürzer als in einem thermischen Reaktor; außerdem ist die Überschuß-Reaktivität, die für den Betrieb erforderlich ist, bei schnellen Reaktoren klein (1 bis 2% gegenüber 10% beim thermischen Reaktor). Daher sind schnelle Reaktoren empfindlicher in bezug auf die mit Temperatur-Änderungen verbundene Ausdehnung der Brennstofflösung. Hiervon wird vielfach für Zwecke der Steuerung Gebrauch gemacht.

Weiter ist für alle Reaktoren mit umlaufendem Brennstoff zu bedenken, daß die Konstruktion des Zirkulationssystems wie der Wärmeaustauscher so beschaffen sein muß, daß im Rohrsystem außerhalb des Reaktors keine

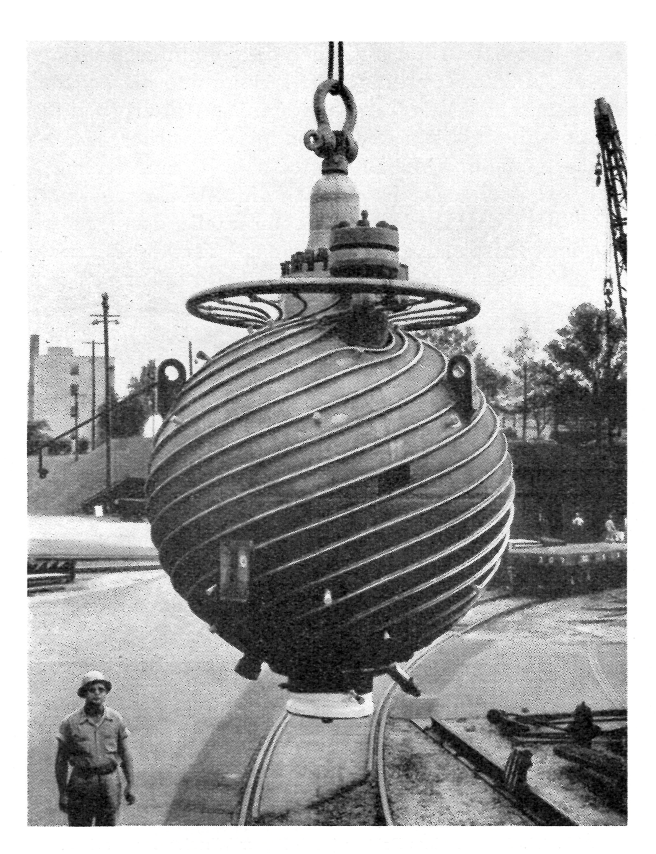


Abb. 4.3. Äußerer Kessel des Homogen-Reaktors von Oak-Ridge mit äußerer Kühlleitung (nach N. V. Shipbuilding and Dry Dock Co.).

kritischen Mengen des Brennstoffes auftreten. Mit dieser Zirkulation ist die Investierung einer großen Menge Brennstoffes verbunden, was den Betrieb des Reaktors verteuert. Systeme, die mit relativ großer Verdünnung der Brennstofflösung arbeiten, verdienen cet. par. den Vorzug.

Die Abb. 4.3, 4.4 und 4.5 veranschaulichen die Konstruktion des HRE-2 Experimentes (Tab. 3.12), das in Oak Ridge vorbereitet wird. Wie beim vorhergehenden Versuch mit HRE-1 wird dieser Reaktor nicht mit Kontrollstäben, sondern vermöge der Variation in der Lösungskonzentration des Brennstoffs und durch seinen Temperaturkoeffizienten geregelt. Bei Überschreitung einer der betreffenden Konzentration zugeordneter Temperatur wird der Reaktor unterkritisch. In gleicher Weise entspricht der Reaktor den Laständerungen durch Dampfentnahme. Die Leistungsregulierung durch Einstellung der Lösungskonzentration hat sich bewährt.

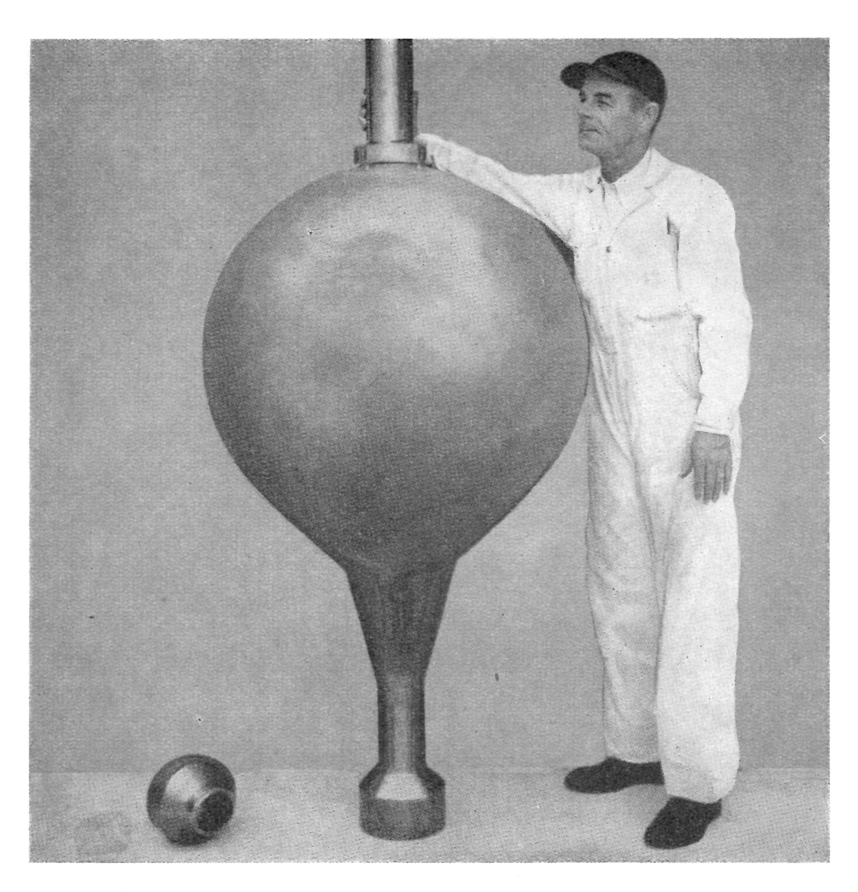


Abb. 4.4. Innerer Kessel aus Zircaloy-2 des Homogen-Reaktors von Oak Ridge (nach N. N. Shipbuilding and Dry Dock Co.).

Der innere Kessel des HRE-2 enthält den Brennstoff (4 kg 90% U 235) in einer umlaufenden Lösung. Dieser Tank besteht aus einer besonderen Zirkonium-Aluminium-Legierung, um die Neutronenverluste beim Übergang in den äußeren Tank klein zu halten; gleichzeitig besitzt diese Legierung gute Korrosionsbeständigkeit gegenüber den Reaktor- und Blanket-Lösungen. Zwischen den beiden erwähnten Tanks befindet sich ein besonderer Drucktank. Die metallurgischen Schwierigkeiten bei der Herstellung des inneren Tanks waren erheblich: die Verarbeitung mußte unter Edelgas-Schutz geschehen, um die Absorption atmosphärischer Gase zu verhindern, die bei höherer Temperatur leicht vom Zirkon aufgenommen werden und dessen Eigenschaften unangenehm verändern.

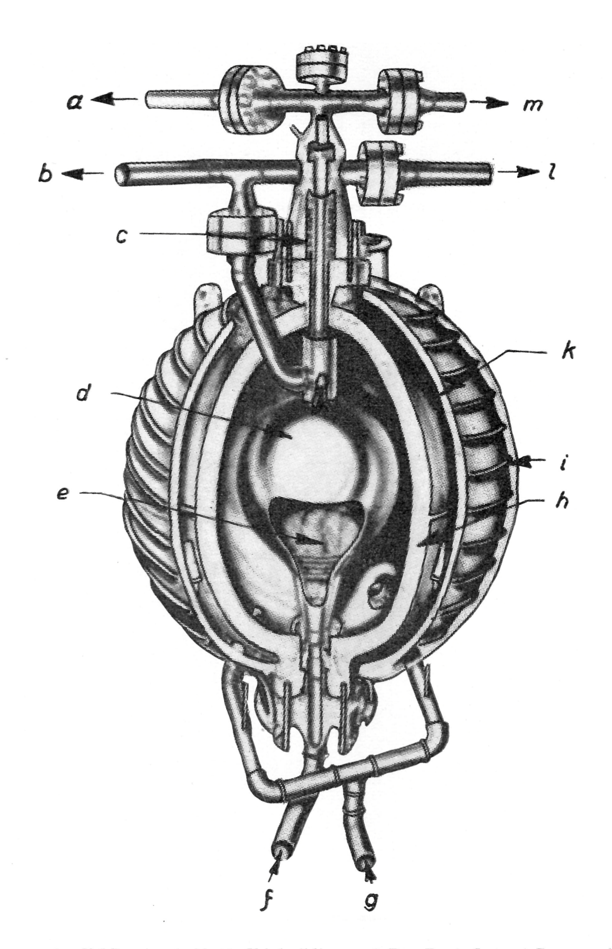


Abb. 4.5. System des HRE-2 (nach N. N. Shipbuilding and Dry Dock Co.). a) Brennstoff, b) Blanket, c) Ausdehnungsgefäß, d) Reaktor-Tank, e) Zerstäuber, f) Brennstoffzufluß, g) Blanketzufluß, h) Drucktank, i) Kühlleitung, k) Äußerer Tank, l) Blanket-Drucktank, m) Brennstoff-Drucktank

In einem an den Reaktortank angeschlossenen Drucktank wird ein Teil der Reaktorlösung auf höherer Temperatur als das Innere des Reaktors gehalten, um den inneren Reaktortank auf konstantem Druck zu halten. Im Reflektor, d. h. zwischen innerem Tank und Drucktank, ist schweres Wasser unter Helium-Überdruck, welcher wiederum so gewählt ist, daß dieser Druck mit dem Innendruck im Reaktor übereinstimmt, um den dünnen Innentank zu entlasten. Ferner gehört zu dem System eine Gasbehandlungsanlage, um die im Reaktorkreis entstehende Wasserzersetzung und die

gasförmigen Spaltstoffe unter Kontrolle zu halten. Das beschriebene System hat den Vorteil, daß es zuerst ohne Blanket, nur mit D_2O als Reflektor betrieben werden kann. In einer zweiten Stufe des Experimentes kann Thorium dem Blanket zugesetzt werden. Das Gesamtschema dieses Homogenbrüters geht aus Abb. 4.6 hervor. Die Verwendung wäßriger Lösungen bietet den Vorteil einer leichteren chemischen Behandlung bei kontinuierlicher Reinigung des Brennstoffgemisches und des dadurch erzielbaren hohen „burnup". Schwierigkeiten bereiten u. a. der hohe Druck im Reaktorkessel, die Handhabung der stark radioaktiven Flüssigkeiten und die verstärkte

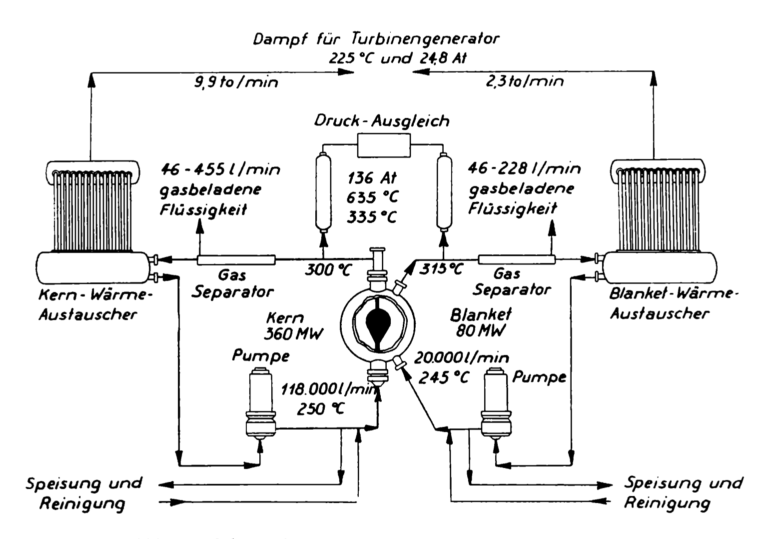


Abb. 4.6. Schema des Brüters mit D_2O für thermische Brütung.

Korrosionswirkung durch die Zusammenwirkung der Brennstoffe und der Spaltprodukte mit dem schweren Wasser bei hoher Temperatur. Die Wärmeleistung des diskutierten Entwurfs beträgt 360 MW im Reaktor-Herz und 80 MW im Blanket, zusammen 440 MW, die elektrische Leistung 100 MW. In die Turbine strömt Dampf von 225 °C und 24,8 At. Die Reaktortemperatur ist 300 °C. Eine interessante Variante bringt der erwähnte holländische Vorschlag, der eine Suspension von Uranoxyd in schwerem Wasser in Betracht zieht.

Der erste schnelle Reaktor wurde in Los Alamos mit Plutonium als Brennstoff und einem Reflektor aus Natur-Uran gebaut. Er wurde mit Quecksilber gekühlt, seine Leistung betrug nur 25 kW, der Fluß schneller Neutronen war im Maximum 10^{13} n/cm²sec, die mittlere Neutronen-Energie betrug 0,5 MeV. Das Uran-Blanket wurde mit Wasser gekühlt. Für die

Abschirmung wurden abwechselnde Schichten von je 7,5 cm Stärke aus Eisen, Preßholz und aus Bor enthaltendem Kunststoff gewählt. Obwohl der Anteil der verzögerten Neutronen bei der Plutoniumspaltung kleiner ist als für U 235, machte die Kontrolle des Reaktors wegen seines hohen negativen Temperaturkoeffizienten keine Schwierigkeit. Der Reaktor war von 1946 bis 1953 in Betrieb.

Der erste schnelle Brüter wurde in Idaho errichtet. Man verwendete zuerst U 235, später (1955) Plutonium 239 als Brennstoff, als Reflektor und Blanket dient Natur-Uran. Die Anordnung des NaK-gekühlten Systems geht aus Abb. 4.7 hervor. Durch besondere hydraulische Vorrichtungen

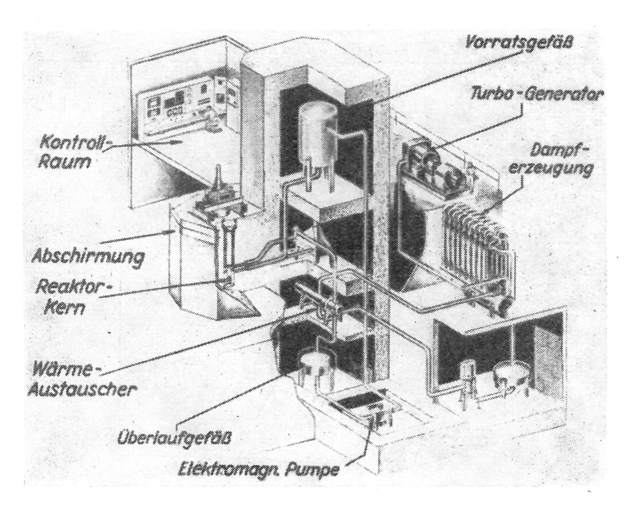


Abb. 4.7. Schema des ersten Brüters in Idaho.

kann das gesamte Blanket-System vom Reaktorkern getrennt werden ($\Delta k = 8{,}2\%$). Zum Unterschied vom vorher besprochenem System handelt es sich hier um ein heterogenes System. Im Reaktorkern wurden 960 kW, im Blanket 196 kW erzeugt. Abb. 4.8 zeigt den Reaktor-Querschnitt. Der Fluß schneller Neutronen im Reaktorkern ist $1{,}1 \cdot 10^{14}$ n/cm^{2}sec; er fällt bis auf $3{,}4 \cdot 10^{11}$ n/cm^{2}sec im äußeren Teil des Blanket ab.

Dieser Reaktor ist durch ein kürzlich berichtetes Experiment bekannt geworden, bei dem der Reaktor beschädigt wurde. Da hieraus mißverständliche Schlüsse gezogen wurden, als ob ein Brüter-Reaktor und ein schneller Reaktor gefährlicher für ihre Umgebung seien als thermische Reaktoren, sei hier der Ausgang des Versuches geschildert*). Der Versuch bezweckte das Studium gewisser Instabilitäten; hierbei sollte die Reaktor-Temperatur

*) Major Activities in the Atomic Energy Progress, I. Halbjahr 1956, USAEC.

(ohne Kühlung) ansteigen bis sich die Brennstoff-Temperatur beträchtlich erhöht haben würde. Es wurde erwartet, daß hierbei die Reaktor-Periode so verkürzt werden würde, daß die eingebauten Anzeigegeräte versagen mußten. Diese wurden deshalb von der Schnellabschaltung getrennt und man verließ sich auf Handbetätigung. Die Anfangsperiode des Reaktors betrug etwa 60 sec bei einigen Watt Leistung. Zwischen 150 und 200 kW wurde die ungewöhnlich kurze Periode von 5 sec beobachtet. In diesem Augenblick sollte abgeschaltet werden. Aus Versehen wurde nicht die Schnellabschaltung betätigt, sondern die Kontrollstäbe wurden mit normaler Geschwindig-

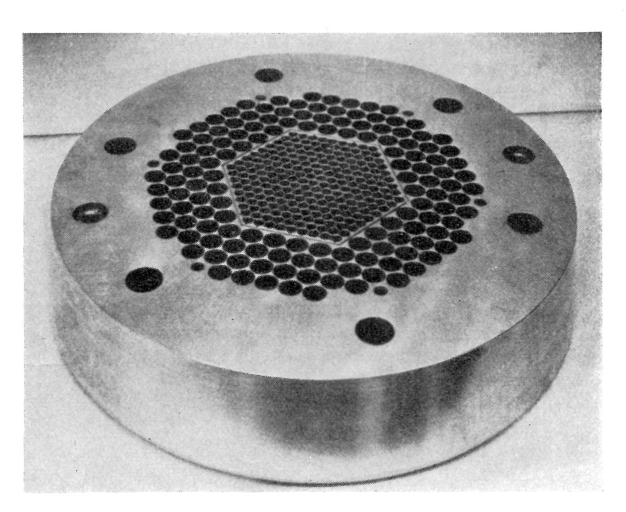


Abb. 4.8. Halteplatte im EBR-1; im inneren Sechseck die Öffnungen für Brennstoffelemente, die großen Öffnungen für Blanket-Material (nach *H. V. Lichtenberger* und *F. W. Thalgott*)

keit bewegt. Im gleichen Augenblick trat die automatische Sicherheitsabschaltung in Tätigkeit, die bei einer Leistung von 1,5 MW vorgesehen war. Außerdem wurde die Schnellabschaltung von Hand betätigt. Der Reaktor wurde abgeschaltet. Die kurze Zeit von etwa 2 sec Überlast hatte aber genügt, den Schmelzpunkt von Uran (1130 °C) zu erreichen, Brennstoffelemente mit Teilen des Kerns zu verschweißen, Radioaktivität im Gebäude zu verbreiten und einen Ausbau des Reaktorkerns erforderlich zu machen. Eine besonders heftige Kernreaktion wurde durch das Schmelzen des Brennstoffs nicht ausgelöst. Der Reaktor wird z. Zt. wieder montiert, nachdem die erste gefährliche Radioaktivität abgeklungen und die „vergifteten“ Teile mit ferngesteuerten Geräten ausgebaut sind. Seine neuen Brennstoff-Elemente werden mit Zirkon umkleidet statt Stahl mit NaK-Zwischenschicht.

Als Fortentwicklung dieses Brüters wird z. Zt. Brüter Nr. 2 konstruiert (siehe Abb. 4.9). Es soll ein Plutonium-Reaktor-Kern ohne Moderator mit

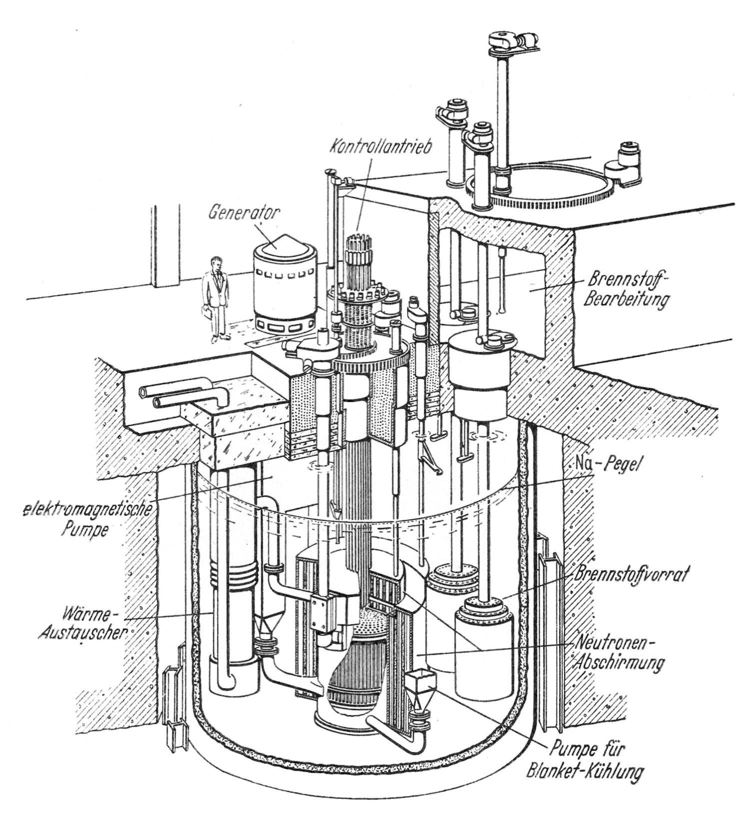


Abb. 4.9. Prinzip des EBR II-Brüters.

einem Mantel aus natürlichem Uran oder aus bereits an Uran 235 armen Uran verwendet werden. Dieser schnelle Reaktor benutzt ebenfalls Natrium-Kühlung. Er hat augenscheinlich die Aufgabe, Uran, das in anderen Reaktoren bereits benutzt wurde, weiter zu verwenden. Blanket, Pumpen und Wärmeaustauscher befinden sich in einem großen mit Natrium gefüllten Becken, aus dem durch besondere Greifer die Brennstoffelemente je nach Bedarf ein- und ausgeschleust werden können. Da alle radioaktiven Teile in diesem großen Tank enthalten sind, muß nur dieser Tank abgeschirmt werden. Die elektromagnetischen Pumpen innerhalb des Tanks haben einen Strombedarf von 250000 A, der von einem Spezialgenerator oberhalb des Tanks geliefert wird. Dem Wärmeaustauscher im Tank ist ein zweiter Wärmekreis, ebenfalls mit Natrium arbeitend, nachgeschaltet; erst dieser Kreis wird zur Dampferzeugung benutzt. Die Wärmeleistung des Reaktors beträgt 60 MW, die Turbinenleistung 20 MW. In die Turbine strömt Dampf von 85 At und 454 °C; die Reaktortemperatur ist 482 °C.

Besondere Zukunftsaussichten gibt man dem in Brookhaven entwickelten Reaktor*), der durchweg mit flüssigen Metallen arbeitet (Abb. 4.10). Als Brennstoff dient Uran 233, das dem als Kühlmittel verwendeten Wismut beigemischt ist. Die Beimischung beträgt etwa 0,6 bis 1‰. Diese Menge genügt. Die Sättigung der Lösung liegt bei 5‰ Uran, ihr Umlauf muß bei einer mittleren Temperatur von 500 °C stattfinden. Die Bi-U-Lösung passiert bei ihrem Umlauf den Graphitkern des Reaktors und zu einem Teil auch den Mantel, in dem sich das zu bebrütende Thorium befindet. Durch entsprechende Dimensionierung des Rohrsystems wird eine Ansammlung einer kritischen Menge außerhalb des Reaktor-Kerns vermieden. Wismut

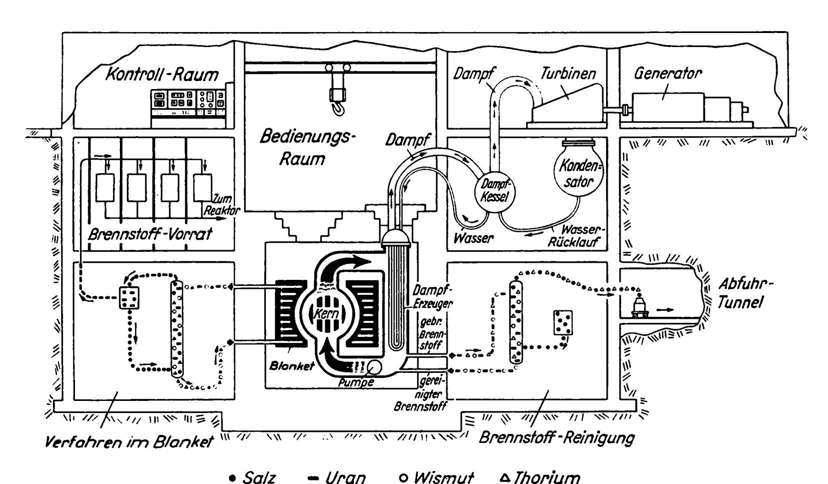


Abb. 4.10. Schema des Brookhaven-Brüters.

wurde als Trägersubstanz wegen des niedrigen Absorptionsquerschnittes von 0,030 barn und wegen der günstigen Eigenschaft der flüssigen Metalle für den Wärmetransport sowie der gerade bei Wismut möglichen relativ hohen Arbeitstemperatur (500° gegen sonst 350°) gewählt. Die durch Korrosions-Effekte bedingten Schwierigkeiten sollen überwindbar sein. Die umgepumpte Lösung wird nach dem Verlassen des Reaktor-Kerns durch zwei Wärmeaustauscher geführt, die mit flüssigem Natrium arbeiten. Danach geht sie durch einen dritten Wärmeaustauscher, der zu direkter Dampferzeugung benutzt wird. Dementsprechend soll die anzuschließende Turbine zweistufig ausgelegt werden.

Das Besondere an diesem Reaktor, dessen Bau jetzt in Angriff genommen wird, besteht darin, daß durch den kontinuierlichen Umlauf des Spaltstoffes und seine laufende Reinigung ein sehr hoher Grad der Ausnutzung des Urans erreichbar ist. Aus der Wismut-Lösung werden die vergiftenden

*) Siehe: *R. T. Schomer*, *J. A. Klapper*, *D. Mars* und *R. W. Carlson*, Babcock and Wilcox Bulletin 3—630, bzw Cleveland, Dezember 1955.

Stoffe, vornehmlich Xe 135 mit Helium ausgewaschen. Eine Polonium-Ausscheidung ist zusätzlich zur Erhöhung der Wirtschaftlichkeit vorgesehen. Im Reaktor-Mantel zirkuliert ebenfalls eine Wismut-Lösung, diesmal als Träger einer Th-Bi-Verbindung (Th_3Bi_5), die in einer feinen Dispersion vorhanden ist. Die Aufbereitung des U 233 und auch der Brüter-Lösung wird mit Salzbeimengungen vorgenommen (mit LiF, NaF, KF, LiCl, NaCl oder KCl). Die Schwierigkeit liegt darin, den Prozeß möglichst frei von Wasser zu halten. Die Reduktion der unlöslichen Uran-Oxyde soll mit Magnesium vorgenommen werden.

Ein interessantes Beispiel für verschiedenartige Methoden, einen Reaktor zu kontrollieren, ist das „Zephyr" genannte englische Brüterexperiment. Es handelt sich um einen Reaktor von ganz kleiner Leistung (Zero Energy), der mit schnellen Neutronen arbeitet. Der Reaktorkern ist ein Zylinder von 15 cm Höhe und Breite; er enthält Natur-Uran und Plutonium 239, beides umgeben von Natur-Uran. Unterhalb des Urans befindet sich ein Uran-Zylinder, der auf und nieder bewegt werden kann. Schließt dieser Uran-Zylinder an den Reaktor-Kern dicht an, dann ist der Reaktor gerade kritisch, eine Verschiebung dieses Blocks dient zur Abschaltung. Auch die Kontroll- und Sicherheitsstangen bestehen aus Uran. Unter Ausnutzung der Ergebnisse der Forschung am Zephyr baut England in Dounray einen schnellen Brüter als Prototyp für zukünftige Leistungsreaktoren. Dieser Reaktor wird 60 MW Wärmeleistung haben, er wird aus Sicherheitsgründen in eine Stahlkugel eingeschlossen; seine Fertigstellung wird für 1958 erwartet. Eine Kopie dieses Reaktorkernes, jedoch für ein Null-Experiment, wird unter der Bezeichnung Zeus*) in Harwell gebaut. Es wird 1 t Brennstoff benötigt und zwar zum Teil 45% angereichert in U 235, die Brennstoffelemente sollen nicht gekapselt sein, wohl aber das Natur-Uran (50 t) im Blanket. In Dounray soll mit Na gekühlt werden, der Versuchsreaktor bedarf keiner Kühlung. Der Dounray-Brüter soll einen Neutronenfluß von $3 \cdot 10^{15}$ n/cm^2 sec bekommen. Auch Frankreich baut als Vorstufe einen homogenen Reaktor (1 W) mit einer Plutoniumlösung als Brennstoff.

Wenn man auch darüber diskutieren kann, welcher Typ der Leistungsreaktoren in der nächsten Zukunft sich als derjenige erweisen wird, der die größte Anwendung findet und der als wirtschaftliche Lösung Anerkennung finden wird, so sind sich für die fernere Zukunft wohl alle Fachleute darüber einig, daß es ein Brüter-Reaktor sein wird, der als endgültiger Typ der Leistungsreaktoren aus dem technischen Wettbewerb hervorgehen wird. Viele Europäer glauben an den Plutonium-Konverter, aber auf ganz weite Sicht wird es ein Typ nach Art des Brookhaven Brüters sein, weil dieser alle Vorzüge eines modernen Reaktors in sich vereinigt: Metall-Kühlung, umlaufenden Brennstoff, Strahlungssicherheit im Dampfkreis, Ausnutzung der Abwärme des Blanket und vor allen Dingen, weil parallel zur Reaktorentwicklung die diesem Reaktor zugehörige Entwicklung der Aufbereitungschemie, der Chemie zur Entgiftung des Brennstoffs usw. sehr weit vorangetrieben ist.

*) Siehe Nuc. Sc. and Eng. **1**, 6, 234 (1956).

Kapitel 5. Reaktor-Kontrolle

In den vorhergehenden Kapiteln sind verschiedene Verfahren der Reaktor-Kontrolle erwähnt worden, die alle darauf hinauslaufen, die Überschuß-Reaktivität durch eingefügte Neutronen-Absorber zu vermindern bzw. bei der Abschaltung des Reaktors die Gesamt-Reaktivität unter k = 1 zu bringen. Es wird hier nicht darauf eingegangen, ob diese Steuerung vermöge eines negativen Temperatur-Koeffizienten, des veränderten Pegels eines flüssigen Moderators, durch Bewegen eines Blankets, durch Veränderung einer Lösungskonzentration oder durch Kontrollstangen oder durch die Kombination solcher Mittel geschieht. Da alle diese Mittel gleichwertig für eine prinzipielle Betrachtung sind, wird zur Vereinfachung nur auf eine Regelung durch Kontrollstangen bezug genommen. Wir haben gesehen, daß die Zeit für solche Regelung in enger Beziehung steht zur Reaktor-Periode und daß diese Zeit — wie im Beispiel des Brüter-Versuchs von Idaho — für eine Gefahrabschaltung sehr kurz ist. Im ganzen gesehen ist diese Aufgabe nicht schwieriger als bei sonstigen automatischen Kontrollen von Betriebsvorgängen; es muß die funktionelle Abhängigkeit zwischen dem Mittel zur Reaktivitäts-Änderung und dem der Reaktivität entsprechenden Neutronenfluß gemessen und gesteuert werden.

Im Grundsatz kann man den Reaktor als ein Integrator-System auffassen; es sei N seine Leistung zur Zeit t (N_0 bei $t = 0$) und k der Vervielfachungsfaktor, so gilt

$$N(t)/N_0 = C \int \delta k \, \mathrm{d}t.$$

δk steht in direkter Beziehung zu der Veränderung der Länge der in den Reaktor eingeschobenen Kontrollstäbe*). Es besteht also die Möglichkeit einer automatischen Rückkoppelung durch Zuordnung einer festgesetzten Leistungsänderung (Ausschlagsweite eines Instruments) zu einer (im primitiven Falle empirisch bestimmten) Änderung der wirksamen Kontrollstablänge. Anhand von Abb. 5.1 kann dies näher erläutert werden. N sei entweder $(1 + a)N_0$ oder $(1 - a)N_0$. Das Kontrollsystem ändere k im positiven oder negativem Sinne, also δk positiv oder negativ; die Geschwindigkeit der Änderung wird mit $v = \delta k/\mathrm{sec}$ bezeichnet. Von der insgesamt zu betrachtenden Änderung ΔN sind Toleranzwerte h beiderseits abzusetzen, die dem Leerlauf des Kontrollsystems entsprechen; dies ist in der Hauptsache diejenige Variation von N, die nötig ist, um das Antriebsorgan der Kontrollstäbe (Motor) in der einen oder anderen Richtung zu betätigen. Der Reaktor sei kritisch, $k = 1$, $\delta k = 0$ bei $t = t_0$. Es trete nun eine Änderung von k ein (z. B. Temperatur-Abfall, Veränderung an einem Experiment und dergl.) N steige bis $(1 + a)N_0$. Der Motor startet und bringt ein negatives δk zur

*) Im folgenden wird nur von Kontroll-„Stäben" gesprochen, unbeschadet der Tatsache, daß nicht nur „Stäbe" sondern auch Bleche, Kreuzbleche oder andere Formen verwendet werden.

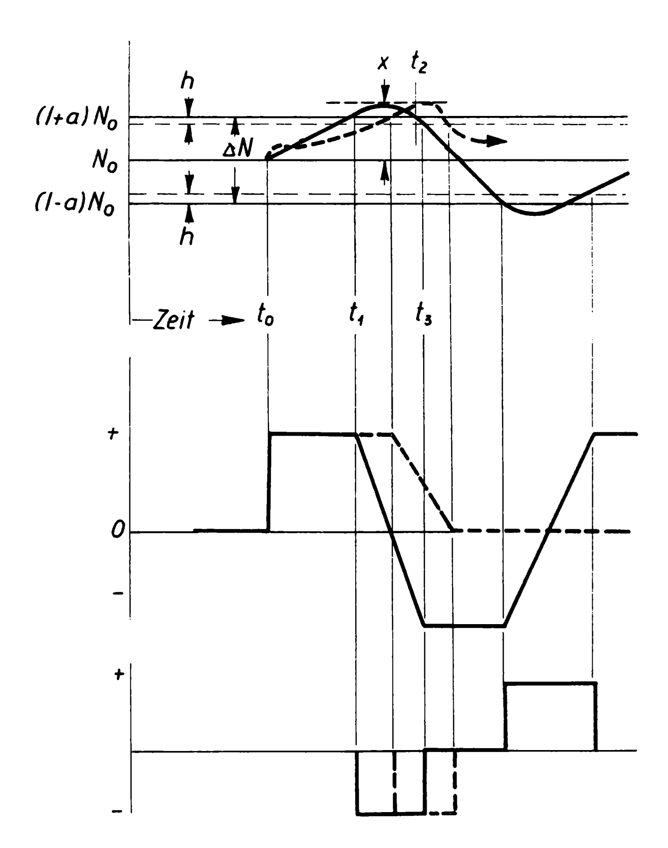


Abb. 5.1. Reaktor-Kontrolle (nach *I. A. DeShong*). Zeitliche Änderung der Leistung (oben), von k (Mitte) und von δk unten.

Wirkung. Am Umkehrpunkt x (in Abb. 5.1) ist die Reaktorleistung schon über die gesetzte Grenze $(1 + a)$ „hinausgeschossen". Erst zur Zeit t_2 wird die Soll-Grenze wieder erreicht, aber der Motor läuft noch bis t_3. Die Leistung fällt nun bis zum Wert $(1 - a)N_0$. Dann wiederholt sich der Zyklus. Eine genauere Betrachtung muß den Einfluß der verzögerten Neutronen berücksichtigen. Die Leistungsschwankungen folgen dann nicht einer Sinusfunktion, sondern setzen sich aus Expotentialkurven zusammen, wie in den gestrichelten Linien in Abb. 5.1 angedeutet. Dadurch wird die negative Korrektur in δk wirkungsvoller, die Oszillationen werden kleiner.

In der Praxis*) trägt man nicht diese Oszillationen auf, sondern mißt den Logarithmus des Leistungsverhältnisses als Funktion des Logarithmus

*) Siehe *J. M. Harber*, *R. E. Boyar* und *D. Krucoff*, Nucleonics **10**, 8, 32 (1952).

der Frequenz. Abb. 5.2 zeigt die Prinzip-Schaltung. Die konstruktiven Schwierigkeiten liegen — wie man aus diesen Diagrammen sofort entnehmen kann — darin, die Ansprechzeiten des Motors, des Anzeigeinstrumentes, der Relais und des Umschalters genügend klein zu machen, damit ΔN möglichst klein bleiben kann; in gleicher Weise ist der Störpegel der Anlage (Eigengeräusche der Ionisationskammer, des Verstärkers usw.) zu berücksichtigen. Zu diesen Abhängigkeiten kommen schließlich die Abhängigkeiten der Reaktivität, die durch Temperaturänderung, durch Vergiftung usw. bedingt sind.

Man unterscheidet verschiedene Arten der Kontroll-Stäbe, je nach ihrer besonderen Aufgabe. Die sogenannten „shim rods"*) dienen der langsamen Anpassung der Reaktor-Reaktivität an die allmählichen Veränderungen

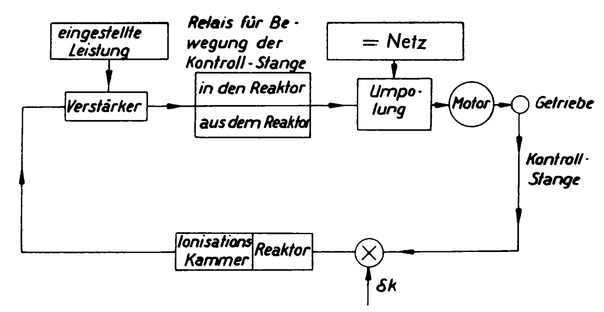


Abb. 5.2. Blockschema einer einfachen Kontrollschaltung.

durch Vergiftung, Abbrand usw. Sie wirken zusammen mit den Kontroll-Stäben, welche die Leistungsveränderung steuern. Die shim rods sollen so eingestellt werden, daß die Kontroll-Stäbe ihre größte Wirksamkeit entfalten können, d. h. daß ein möglichst großes δk einer möglichst kleinen Änderung am Kontrollstab entspricht. Daneben gibt es die Sicherheitsstäbe, die der Gefahrabschaltung dienen und daher für Schnellschaltung eingerichtet sein müssen. Der Grad der Schnelligkeit dieser Gefahrabschaltung hängt davon ab, welche Überschuß-Reaktivität im äußersten Fall im Reaktor entstehen kann. Dies hängt völlig von der Art und von der Konstruktion des Reaktors ab, von seinem Temperaturkoeffizienten, der Möglichkeit den Moderator zu entfernen usw. Als Faustregel für die Beurteilung einer Reaktivitäts-Änderung gilt folgende Überlegung, ausgehend von der Vorstellung, daß es gerade die verzögerten Neutronen sind, die den Reaktor kritisch machen: Jede Reaktivitätsänderung, die innerhalb des Anteils der verzögerten Neutronen bleibt (also $dk \leqq 0{,}7\%$ im thermischen Uranreaktor), kann mit Hilfe der langsam wirkenden Kontrollstäbe ausgeglichen werden; Reaktivitäten, die über diesen Anteil hinausgehen, können gefährlich wer-

*) Wörtlich: to shim = mit einem Einlegestück ausfüllen, in der deutschen Literatur scheint sich Trimm-Stab für shim rod einzuführen.

den; die Kontroll-Anlage soll so bemessen sein, daß bei derartigen Änderungen beondere Maßnahmen getroffen werden, z. B. Verhinderung jeder Auswärtsbewegung aller Kontroll-Stäbe oder automatisches Stillsetzen aller Stäbe oder Einschieben der Stäbe mit erhöhter Geschwindigkeit. Als Beispiel diene Abb. 5.3, welche den zeitlichen Verlauf der Neutronen-Vermehrung (n/n_0) wiedergibt bei Einfügung eines δk von $+0{,}003$ durch verzögerte Neutronen. Nach 3 sec ist die Leistung nur um den Faktor 2,1 gestiegen; dagegen wäre bei Anwesenheit von lediglich prompten Neutronen die Vermehrung auf das 8000fache gestiegen. Die genaue Rechnung unterscheidet daher eine sogenannte stabile Periode des Reaktors, die den verzögerten Neutronen zugeschrieben wird (in unserem Beispiel 15 sec) und eine Ausgleichs-Periode der prompten Neutronen (in unserem Beispiel $^1/_3$ sec).

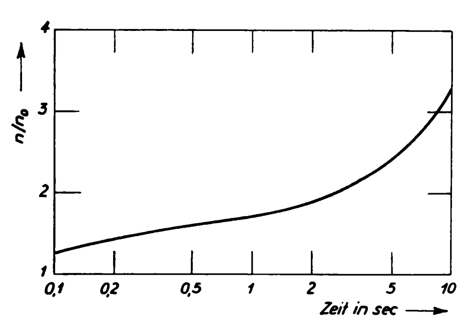


Abb. 5.3. Neutronen-Vermehrung bei einer Reaktivitätsänderung von $3^0/_{00}$ (nach *M. A. Schultz*).

Abb. 5.4 veranschaulicht in schematischer Darstellung die Einstellung einer höheren Leistung und die dafür erforderliche Bewegung der Kontrollstäbe. Bei der praktischen Ausführung muß beachtet werden, daß im Gefahrenfalle die Kontrollstangen schnell und bis zu ihrer vollen Länge in den Reaktor eingeführt werden. Es werden deshalb meist magnetische Kupplungen verwendet, die im Gefahrenmoment die Kontrollstange fallen lassen (Abb. 5.5) oder Druck- bzw. Federantriebe freigeben, welche die Kontrollstange mit erhöhter Geschwindigkeit in den Reaktor treiben. Zur Kontrolle solcher Bewegungen bestimmt man die je Zeiteinheit bewirkte Reaktivitätsänderung (Abb. 5.6). Wie erwähnt, ist diese nicht im ganzen Bereich konstant, sie ist im allgemeinen am größten in der Mitte des Reaktors (bezogen auf gleiche Längenänderung).

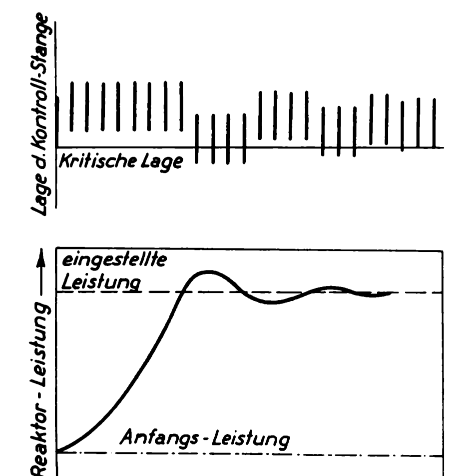


Abb. 5.4. Lage der Kontrollstange und zugehörige Leistung (nach *M. A. Schultz*).

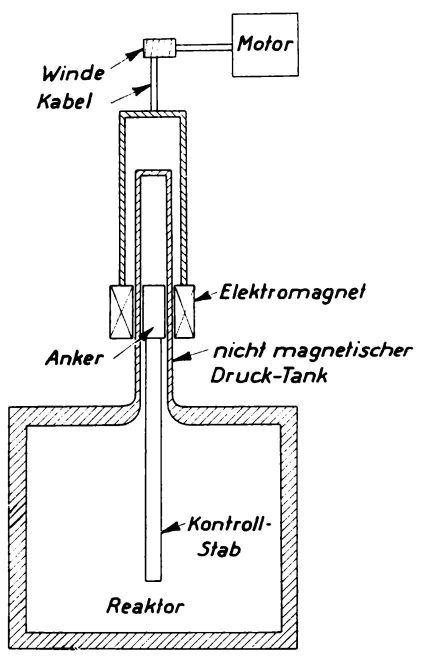


Abb. 5.5. Einfache Magnetkupplung für Kontrollstangen (nach *M. A. Schultz*).

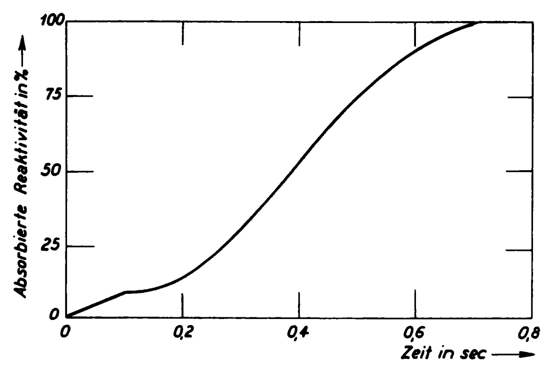


Abb. 5.6. Wirksame Reaktivität einer Kontrollstange mit Anfangsbeschleunigung (nach *M. A. Schultz*).

Für die Schnellabschaltung werden oft besondere Absorber verwendet. Die Absorberleistung der Schnellabschaltung richtet sich nach den in der betreffenden Reaktor-Type möglichen Reaktivitäts-Änderungen. Im Swimming Pool Reaktor kann man leicht Brennstoffelemente einzeln auswechseln. Deshalb ist die maximal mögliche Reaktivitätsänderung während des

Betriebes nicht größer als der Beitrag eines solchen Elementes. Die Schnellabschaltung kann daher mit etwa 8% der Reaktivität auskommen. Im geschlossenen Tank z. B. eines D_2O-Graphit-Reaktors ist stets mehr Überschuß-Reaktivität eingebaut, weil es dort wesentlich schwieriger ist, die Brennstoffelemente auszuwechseln. Daher muß hier die Schnellschaltung bis zu 20% der Reaktivität beherrschen. Besondere Vorsicht erfordert ein Reaktor mit umlaufendem Brennstoff, da in diesem der Anteil der wirksamen Sekundär-Neutronen zurückgeht. Zum sicheren Betrieb des Reaktors gehört ferner, daß auch bei Erreichen eines bestimmten Leistungspegels die Kontrollstangen entweder automatisch einwärts bewegt oder mindestens an weiterer Auswärtsbewegung gehindert werden. Es ist das Ziel der automatischen Regelung, ohne das erwähnte „Überschießen" zu arbeiten. Dies geht in einer Regelung mit linearer Abhängigkeit der Steuerelemente nur, wenn der negative Temperaturkoeffizient*) des Reaktors zu Hilfe genommen wird. Deshalb werden auch sogenannte Proportional-Regelungen verwendet, bei denen die Regelgeschwindigkeit um so größer wird je größer die notwendige Korrektur ist. Solche Steuerungen vermeiden die Oszillation der Regelung, sind aber auch nicht immer erwünscht, da sie den Endzustand nur asymptotisch erreichen.

Bei einer Wiedereinschaltung eines Reaktors ist auch der Verlauf der Vergiftung in Betracht zu ziehen. Hat die Vergiftung ihr Maximum überschritten (siehe Abb. 3.4), nimmt die Reaktivität von selbst zu. Wenn gerade zu dieser Zeit der Reaktor kritisch gefahren wird, kann sich eine erhebliche Gefahr entwickeln, sofern die Kontrollstäbe nicht weit genug und nicht schnell genug wieder herausgeführt werden. Dieser sogenannte Startunfall hängt außer vom Temperaturkoeffizienten im Reaktor also davon ab, wie schnell die Kontrollstäbe bei gleichzeitigem Anfahren der Leistung rückwärts bewegt werden.

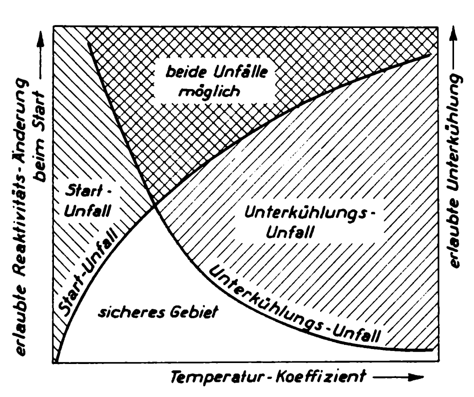


Abb. 5.7. Günstiger Temperaturkoeffizient zur Vermeidung des Start- und des Unterkühlungs-Unfalls (nach *M. A. Schultz*).

Ein anderer Unfall ist der Unterkühlungs-Unfall, der eintritt, wenn das Kühlmittel plötzlich mit niedrigerer Temperatur in den Reaktor gebracht wird, z. B. bei Umschalten von einem Kühltank auf einen Reservetank oder dergl. Der mit der Temperatur-Erniedrigung verbundene Anstieg der Reaktivität kann so schnell vor sich gehen, daß die Kontrollstangen nicht zu fol-

*) Siehe *A. J. Salmon*, The Control of Reactors, J. appl. Phys. Suppl. 5, S 59 (1956).

gen vermögen. In diesen Fall wird die Reaktivität nur durch den negativen Temperaturkoeffizienten begrenzt; es hängt von der Dimensionierung des Reaktors ab, ob Schaden durch Überhitzen eintritt. Aus den Grenzbedingungen beider Unfälle läßt sich ein Bereich des negativen Temperaturkoeffizienten ausschneiden, innerhalb dessen nur gewisse Toleranzen der Reaktivitäts-Änderung und der Temperatur-Änderung des Kühlmittels zulässig sind (Abb. 5.7).

Wie schon erwähnt, gehört zu jedem Reaktor eine umfangreiche Bedienungsanlage ähnlich wie bei einem Kraftwerk, einem Radiosender oder ent-

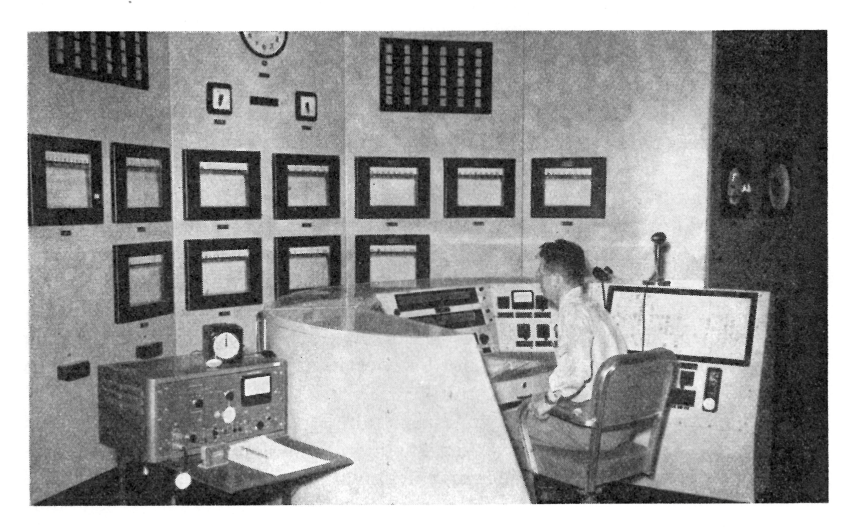


Abb. 5.8. Kontrollpult des MTR in Idaho (mit freundlicher Genehmigung der AEC).

sprechenden Anlagen (Abb. 5.8). Auf diese Meßtechnik braucht hier nicht näher eingegangen zu werden, da sie sich nur unwesentlich von den üblichen Meßanordnungen zur Betriebskontrolle unterscheidet. Besonders ist die Bedingung, daß viele dieser Instrumente die Kontroll- oder Alarmeinrichtungen bei bestimmten von Fall zu Fall festzulegenden Meßwerten zu betätigen haben. Gewisse Betriebskontrollgeräte sind neuartig wie Flußmesser für flüssige Metalle. Hier sollen lediglich die mit der Kettenreaktion als solcher in Beziehung stehenden Instrumente erwähnt werden, d. h. Instrumente für Anzeige und Messung von Neutronen- und Gamma-Fluß. Hierfür werden im allgemeinen Ionisationskammern mit zugehörigen Gleichstromverstärkern verwendet. Für schwachen Neutronenfluß wird die Impuls-Zähltechnik herangezogen mit besonderen Anzeige-Detektoren z. B. BF_3-Zählrohr oder Spaltungs-Kammer. Für die Messung von Gamma-Aktivitäten werden Szintillations-Zähler neben einfachen Ionisationskammern be-

nutzt. Bezeichnend für diese Meßwertgeber ist, daß viele Zehnerpotenzen (8 und mehr) dieser Größen im Verlaufe des Reaktor-Betriebes durchlaufen werden. Man ist daher sowohl auf Verstärker angewiesen, als auch auf Auswechslung der Geber. So wird beim Anfahren des Reaktors für die Messung des Neutronenflusses und der daraus abgeleiteten Leistung die Spaltungskammer benutzt. Dies ist eine meist zylinderförmig ausgeführte Ionisationskammer, deren eine Elektrode (Zylinderwand) mit U 235 belegt ist. Die Spaltprodukte ionisieren das Füllgas (Argon) und zwar stärker als die meist vorhandene starke γ-Strahlung (z. B. aus benutzten Brennstoffelementen). Für die Verstärkung der Impulse dieser Kammer wählt man große Zeitkonstante, da es auf eine Mittelwertbildung ankommt. Die andere etwas unempfindlichere Methode der Neutronen-Messung besteht in einer mit Bor ausgestatteten Ionisationskammer, der eine gleiche Kammer ohne Bor gegengeschaltet ist. Befinden sich beiden im gleichen Fluß (Verwendung koaxialer Zylinder), so wirkt Gamma- und Neutronen-Strahlung in der einen und nur die Gamma-Strahlung in der anderen Kammer. Durch die Gegenschaltung wird nur der Neutronenfluß gemessen. Die Verstärkung der Ionisationskammer-Anzeige umfaßt eine Vorstufe am Ort der Kammer und logarithmische Verstärker, um den erwähnten großen Bereich überbrücken zu können. Aus dieser Anzeige des Logarithmus des Neutronenflusses erhält man durch schaltungstechnische Differentiation die Reaktor-Periode, auf deren Bedeutung für die Kontrolle schon mehrfach hingewiesen wurde. Die Stromversorgung dieser Geräte erfordert bestimmte Sorgfalt; die Spannung an der Ionisationskammer muß stabilisiert sein.

Zu den genannten Verstärkern kommen in der Reaktor-Kontroll-Anlage noch mannigfache andere Verstärker. Insbesondere diejenigen, die der Überwachung der Radioaktivität der verschiedenen Reaktorkreise dienen (Kühlmittel, Moderator, Raumluft usw.). Diese Verstärker haben meist Szintillations-Zähler als Meßwertgeber, die an den verschiedensten Stellen eingebaut werden. Je nach dem Kontrollzweck steuern sie Alarme oder Blockierungsschaltungen, um eine Übersteuerung des Reaktors oder radioaktive Gefährdung zu vermeiden. Die Brennstoffelemente werden überall gesondert überwacht. Oft hat jedes Element seinen eigenen Meßkreis. Die Messung der Temperatur ist wichtig, aber nicht ausschlaggebend, da lokale Überhitzung oft nicht bemerkt wird. Bei Wasserkühlung ist die Überwachung des Leitvermögens des Kühlwassers das empfindlicheste Verfahren neben der Beobachtung seiner Radioaktivität. Das Leitvermögen des Wassers im ersten Kühlkreis muß klein bleiben (siehe Tab. 3.7); die Art der auftretenden Fremd-Ionen erlaubt Rückschlüsse auf bestehende Korrosionsgefahren.

Bei einem einfachen Forschungsreaktor hat man etwa folgende Meßkreise oder Meßgruppen zu unterscheiden:

1. für Leistungsregulierung, bestehend aus einem Perioden-Anzeiger für logarithmische Anzeige des Neutronenflusses, ferner einer Anzeige der Reaktivität (logarithmischer Zuwachs) einschließlich Aufzeichnung

der Meßwerte auf Meßstreifen. Dazu gehört ein Verstärker mit verschiedenen Meßbereichen, z. B. 7 Zehnerpotenzen. Dies ist die Mindest-Ausrüstung, zu der auf alle Fälle ein Instrument zur Anzeige der Reaktorleistung im Vergleich zu einem fest eingestellten Leistungspegel kommen sollte; ein solches Instrument ist für automatische Leistungsregelung brauchbar.

2. für die Neutronenfluß-Messung, bestehend aus Vorverstärkern je Meßwertgeber, gemeinsamen Hauptverstärker und einer logarithmischen Anzeige der gezählten Impulse. Diese Impulse werden z. T. im unter 1) genannten Kreis verarbeitet, teilweise werden sie gesondert angezeigt z. B. für die Überwachung des Anfahrens auf niedriger Leistungsstufe. Dazu gehört mindestens eine Spaltungskammer, die nach dem Anfahren des Reaktors ausgefahren werden sollte, ferner mehrere Bor-Ionisationskammern.
3. für die Sicherheits-Überwachung, bestehend aus mindestens einem besonderen Alarm- und Abschalte-Verstärker, der nur anspricht, wenn der Fluß in den Kanälen nach 1. und 2. einen bestimmten vorher eingestellten Wert überschreitet. Je nach der Betriebsweise sollten verschiedene Alarm-Niveaus, jedes für sich einstellbar, vorgesehen werden.
4. für die Strahlungs-Überwachung, bestehend aus verschiedenen Zählern für die logarithmische Anzeige des Gammaflusses, die bei Überschreitung der eingestellten Werte Alarm geben. Ferner logarithmische Anzeige des thermischen Neutronenflusses und lineare Anzeige der schnellen Neutronen. Je nach der Betriebsweise sind diese Instrumente im Gebäude zu verteilen und an den Alarm bzw. die automatische Schnellabschaltung anzuschließen.
5. für die Betriebskontrolle und Radioaktivitätskontrolle in allen sonstigen Reaktor-Kreisen.

Zu diesen Meß-Aufgaben und den damit verbundenen Kontroll-Vorgängen kommen im Leistungsreaktor noch umfangreiche Vorkehrungen um Dampflast und Reaktivität in der in früheren Kapiteln mehrfach besprochenen Weise aufeinander abzustimmen. Diese Aufgaben erscheinen kompliziert, sind aber im Grunde verwandt mit bekannten schon gelösten Regelaufgaben. Erschwerend kommt nur hinzu, daß alle Kontrollvorgänge das Entstehen einer zu kurzen Reaktorperiode vermeiden müssen. Es ergeben sich interessante aber mit den heutigen Hilfsmitteln der Elektrotechnik durchaus lösbare Aufgaben. Bisher ist noch kein Reaktor-Unfall bekannt, der auf das Versagen der elektronischen Sicherheitsanlagen zurückgeführt werden könnte. Die zukünftigen Aufgaben auf diesem Gebiet liegen in der Vereinfachung der Schaltung und der gegenseitigen Blockierung sowie in der Automatisierung des Anfahrens und Abschaltens.

Kapitel 6. Reaktor-Sicherheit

Allgemeines

Die Probleme der Strahlungssicherheit sind wie keine andere technische Aufgabe, die der Menschheit gestellt ist, geeignet, das alte Sprichwort zu erläutern: „Was Du nicht willst, das Dir man tut, das füg' auch keinem anderem zu". Jeder Fehler, der irgendwo in der Welt durch Freisetzen von Radioaktivität begangen wird, muß von allen Menschen, von Beteiligten und Unbeteiligten mit allen Folgen ertragen werden*). Das gilt nicht nur für die mit Bomben-Versuchen ausgelösten großen Schwaden unkontrollierbarer Radioaktivität, sondern genau so für eine liederliche oder schlechte Verwahrung kleiner Proben radioaktiver Substanzen. Was nun die Reaktoren anbetrifft, so kann man mit gutem Gewissen behaupten, daß sie ungefährlich sind, wenn, — aber nur dann — wenn sie ordnungsmäßig gebaut und betrieben werden. Auch sind die in ihnen entstehenden radioaktiven Abfälle manipulierbar und können bei richtiger Behandlung auch ungefährlich bleiben. Jedoch darf als Kriterium für diese Ungefährlichkeit nicht der Einzel-Fall gelten und die dabei beobachtete „geringfügige" radioaktive Verseuchung, sondern man muß im Sinne des zitierten Sprichwortes prüfen, ob die Ungefährlichkeit auch dann Bestand hat, wenn sehr viele gleichartige Stationen auf der Erde in Betrieb sein werden. Hierin liegt das Hauptproblem der zukünftigen Energie-Versorgung aus Kernenergie. — Dieses Kapitel nun soll einen Überblick über die bisher unternommenen Schritte für die Strahlungssicherheit von Reaktoren geben; Strahlungsschäden durch Bomben-Versuche werden dabei nicht behandelt.

Bisher sind in keinem Lande Sicherheitsbestimmungen für Bau und Betrieb von Reaktoren ausgearbeitet, die für alle vorkommenden Konstruktionen Richtlinien und Richtwerte angeben, etwa wie dies bei den VDE-Bestimmungen oder ähnlichen Maßnahmen der Fall ist. Es besteht auch in Deutschland nicht die Absicht, ein solches Vorschriften-Werk auszuarbeiten, wenigstens hält man sich z. Zt. auch in Westdeutschland an die amerikanische Praxis. Nach dieser muß der Erbauer oder zukünftige Benutzer eines Reaktors bzw. anderer strahlungserzeugender Einrichtungen selbst nachweisen, daß die geplanten Anlagen keine Gefahr an der betreffenden Stelle, unter den dort vorhandenen meteorologischen Bedingungen, bei der vorhandenen oder zu erwartenden Bevölkerungsdichte, in bezug auf Verkehr, Wasserversorgung usw. bilden. Es müssen dabei alle möglichen Unfälle und Zufälle betrachtet werden, die zu einer Strahlungsgefährdung führen können. Die Entscheidung liegt dann bei der Behörde (in USA bei der AEC), ob dieser „Reaktor-Sicherheitsbericht" als ausreichend angesehen werden kann, was wiederum sehr sachverständige Mitarbeiter der Behörde voraussetzt, die den Erbauer oder Bauherrn beraten können. In USA wird zunächst

---

*) Siehe hierzu: Medizinische Klinik **52**, 7, Sonderheft: Atomfragen, Strahlenschäden und Strahlenschutz. 15. Februar 1957.

ein vorläufiger Bericht erstattet, der von der Kommission kritisiert wird, die evtl. dem Bauherrn technische Auflagen über Betriebsweise oder bezüglich Abänderungen macht. Dann erst wird der Bau unter Vorbehalt freigegeben. Genügend lange vor Fertigstellung muß der endgültige Bericht vorliegen und genehmigt sein. Die Freigabe des Reaktors nach Baubeendigung wird in einer Art Abnahmeverhandlung an Hand der dann vorliegenden Messungen vollzogen. Dieses Verfahren hat den Vorteil, die Entwicklung der Technik nicht einzuengen und unnötige Überforderungen zu vermeiden. Außerdem kam in USA diese Methode der individuellen Prüfung dem angelsächsischen Rechtsempfinden des case law sehr entgegen. In der amerikanischen Praxis haben sich gewisse Richtlinien herausgebildet, die nachstehend diskutiert werden. Das beschriebene Verfahren gilt zunächst nur für in USA aufzustellende Reaktoren. Die Kosten für die Erstellung eines Sicherheitsberichts werden von amerikanischen Firmen mit $ 30000,— angegeben.

Zu diesen Regeln kommen in USA*) die allgemeinen Gesundheitsvorschriften des National Bureau of Standards (Handbook No 42 und 47 bis 60), die Strahlenschutz und Strahlendosis behandeln und in No 61 den Entwurf eines Strahlenschutz-Gesetzes enthalten. Dieser Vorschlag gipfelt in praktischen Regeln für die verschiedenen Fälle einer Bestrahlung (Strahlungsart und bestrahltes Organ). Ein Teil dieser Regeln ist in den nachstehenden Tabellen wiedergegeben. Alle Personen außerhalb der betreffenden Anlagen, und die nichts mit diesen zu tun haben, sollen nicht mehr als $^1/_{10}$ der zulässigen Dosis erhalten. Diese letztere Bestimmung wird von der AEC so genau genommen, daß 95% aller bei ihr beschäftigten Personen nur diese Dosis von $^1/_{10}$ erhalten. Die jüngsten Studien haben gezeigt, daß die Gefahrengrenze der Strahlungsdosis erneut herabgesetzt werden muß. Es ist daher zweckmäßig, zuerst die modernen Richtlinien für diese Dosis zu betrachten und danach auf die erwähnten Hinweise für die Erstellung des Sicherheitsberichts einzugehen; in Verbindung mit diesem werden auch meterologische Fragen zu behandeln sein.

Strahlungsdosis

Der Ausdruck Toleranzdosis hat verschiedentlich zu Mißverständnissen geführt. Diese Bezeichnung darf nicht in dem Sinne verstanden werden, als ob die damit bezeichnete Dosis tolerierbar, d. h. zulässig wäre, ohne daß Schaden angerichtet wird. Die Toleranzdosis stellt im Gegensatz hierzu lediglich eine Vergleichszahl dar, von der man annimmt, daß sie vernünftigerweise zugelassen werden sollte, womit aber keineswegs eine Aussage über evtl. Harmlosigkeit gemacht wird. Es ist eine Höchst-Dosis. Diese Tatsache findet ihren Ausdruck darin, daß die Toleranzdosis fortschreitend auf niedrigere Zahlenwerte festgesetzt wurde, je länger sich die

---

*) Für Deutschland siehe: Röntgenschutz-Verordnung von 1949 und Unfallverhütungsvorschrift für Gewerbe und Wirtschaft vom 7. 12. 1949. *H. Graf* und *A. Schaal*, Erläuterungen zu den Strahlungsschutznormen für medizinische Röntgeneinrichtungen. Thieme, Stuttgart 1955 (leider noch auf die zu hohe Wochendosis von 0,3 r abgestellt).

Wissenschaft mit diesem Thema beschäftigt. Keine, auch noch so kleine Dosis ist ohne genetische Wirkung.

Im Jahre 1915 empfahl die britische *Röntgen*-Gesellschaft die allgemeine Anwendung von Blei-Schirmen als Sicherheitsmaßnahme gegen Schäden durch *Röntgen*-Bestrahlung. 1928 wurden von einem internationalen Komitee erweiterte Schutzmaßnahmen empfohlen. 1934 hat man die erste „Toleranz-Dosis" von 0,2 r je Tag vorgeschlagen. 1936 reduzierte USA die Dosis auf 0,1 r je Tag. Im Jahre 1950 empfahl die International Commission on Radiological Protection 0,5 r je Woche an der Körperoberfläche, d. h. 0,3 r je Woche bei Messung in freier Luft. Bei der Festlegung solcher Grenzwerte ging man von der — mindestens für genetische Schäden nicht zutreffenden — Annahme aus, daß die auf den Körper wirkenden physikalischen und chemischen Effekte eine Reizschwelle*) zeigen, unterhalb welcher überhaupt keine biologische Wirkung feststellbar ist. So hat man beispielsweise in der physiologischen Optik genau feststellen können, wieviel Lichtquanten erforderlich sind, um eine Sehzelle im Auge zum Ansprechen zu bringen.

Bevor auf den neuesten Stand dieser Erkenntnisse eingegangen werden kann, ist es erforderlich, die Definition der Meßeinheit zu erläutern: Die erwähnte Einheit r = *Röntgen* ist diejenige Strahlungsmenge, die in 1 cm^3 trockener Luft von bestimmten Druck und bestimmter Temperatur (in 0,001293 g Luft von 0 °C und 760 mm Hg Druck) soviel Ionen eines Vorzeichens erzeugt, daß insgesamt die statische Ladungseinheit erzeugt wird; dabei soll die sekundäre Ionisation mitgemessen werden. Diese rein physikalische Einheit steht in keiner direkten Beziehung zu dem physikalischen Maß für die Aktivität radioaktiver Substanzen. Hierfür gilt als Vergleichsmaßstab die von 1 g Radium ausgehende Strahlung, aber nicht auf die Strahlungsleistung bezogen, sondern auf die Zahl der Zerfallvorgänge je Sekunde. Auf Grund früherer Messungen entspricht einem Gramm Ra die Zahl von $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Umwandlung je Sekunde; sie wird mit 1 C (Curie) bezeichnet. (Der heute genauer bekannte Wert ist $3{,}61 \cdot 10^{10}$ Umwandlungen je Sekunde; für die Curie-Einheit hält man aber an obiger Zahl fest.) Wird nun von einem Luftvolumen ausgesagt, es habe eine Strahlungsaktivität von $6 \cdot 10^{-12}$ C je cm^3, so bedeutet dies, daß $6 \cdot 10^{-12} \cdot 3{,}7 \cdot 10^{10}$ Umwandlungen je sec und cm^3 erfolgen. Je nach Art und Energie der betreffenden Strahlung ist diese Aktivität auf die entsprechende Strahlungsdosis umzurechnen. Es sei z. B. angenommen, daß es sich um einen reinen α-Strahler, die Radium-Emanation (Radon) mit der α-Strahlen-Energie von 5,49 MeV handelt. Für die Erzeugung eines Ionenpaares in Luft sind 32,5 eV erforderlich**). Demnach erzeugt jeder α-Stahl oder jeder Umwandlungsvorgang Ionenpaare der Anzahl

$$5{,}49 \cdot 10^6/32{,}5 = 1{,}69 \cdot 10^5.$$

---

*) *B. Rajewsky* hat zuerst die Vermutung ausgesprochen, daß α-Strahlen überhaupt keine Reizschwelle haben. Der Hinweis auf die angeblich schadlose Höhenstrahlung in Siedlungsgebieten in über 4000 m Höhe greift nicht durch.

) Nach sehr sorgfältigen Messungen in Oak Ridge ist dieser Wert 35,0 ± 0,3 eV für trockene und feuchte Luft: *T. E. Bortener* and *G. S. Hurst*, Phys. Rev. **93, 6, 1236 (1954). Um vergleichbare Werte zu haben, wird mit dem bekannten älteren Wert hier weiter gerechnet.

In den betrachteten Luftvolumen entstehen also je sec und cm³

$$6 \cdot 10^{-12} \cdot 3{,}71 \cdot 10^{10} \cdot 1{,}69 \cdot 10^{5} = 3{,}76 \cdot 10^{4} \text{ Ionenpaare.}$$

Von 1 r werden definitionsgemäß $2{,}08 \cdot 10^9$ Ionenpaare erzeugt (dem reziproken Wert der Elementarladung entsprechend; siehe Tab. 6.1). Es entsprechen also diese $3{,}76 \cdot 10^4$ Ionenpaare je sec und cm³, falls die entsprechende Strahlung in einem Organismus zur Wirkung kommt, einer Dosis-Leistung von

$$\frac{3{,}76 \cdot 10^4}{2{,}08 \cdot 10^9} = 1{,}81 \cdot 10^{-5} \text{ r/sec in jedem cm}^3 \text{ Luft;}$$

bzw. je 24h-Tag: 15,6 r/d.

Mit dieser Anwendung der *Röntgen*-Definition sind wir bereits über die strenge Definition, die nur für *Röntgen*- oder γ-Strahlung gilt, hinausgegangen. Da die anderen Strahlungen ähnliche Wirkungen wie *Röntgen*-Strah-

1 röntgen ist äquivalent:		**1 rep ist äquivalent:**
der Erzeugung von Ionenpaaren	**der Energie-absorption von**	**der Energie-absorption von**
$2{,}08 \cdot 10^9$ je cm³ Luft	$6{,}77 \cdot 10^4$ MeV je cm³ Luft	93 erg je g Gewebe
$1{,}61 \cdot 10^{12}$ je g Luft	$5{,}24 \cdot 10^7$ MeV je g Luft	$5{,}8 \cdot 10^7$ MeV je g Gewebe
	0,108 erg je cm³ Luft	etwa 150 erg je g Knochensubstanz
	83,8 erg je g Luft	etwa $9{,}4 \cdot 10^7$ MeV je g Knochensubstanz
		83,8 erg je g Luft[1])

Tab. 6.1. Äquivalente Energieabsorption. 1) für γ-Strahlung im Bereich um 0,2 MeV.

lungen erzeugen, ist man übereingekommen, diese in ähnlicher Weise durch ihre physikalische Wirkung zu messen. Man nimmt also als Einheit die dem *Röntgen* äquivalente physikalische Größe, d. h. die entsprechende Erzeugung von Ionenpaaren. Diese allgemeinere Einheit heißt rep (röntgen equivalent physical). Im obigen Beispiel müssen wir daher, um genau zu sein, die errechnete Tagesdosis mit 15,6 rep/d bezeichnen.

Es war erforderlich, eine Umrechnung so eingehend auszuführen, damit nicht vergessen wird, daß die erwähnten physikalischen Einheiten lediglich auf Luftionisation bezogen sind und noch keine Aussage über die biologische Wirkung enthalten. Die *Röntgen*-Dosis gibt an, in welchem Ausmaß die Strahlungsenergie durch den Vorgang der Ionisation in trockener Luft absorbiert wird. Wie sich ein biologischer Prozeß im gleichen Strahlungsfeld abspielen würde, ist hiermit noch nicht gesagt.

Bei der ursprünglichen Definition des rep beging man einen kleinen Fehler, indem man nicht auf die in Luft absorbierte Strahlungsenergie bezog, sondern auf die Absorption im Gewebe, nämlich auf die Absorption des für Luft geltenden Äquivalentes von 1 r = 83 erg je Gramm Luft in einem Gramm biologischen Gewebes. Später wurde dies durch die Definition 1 rep = 93 erg je Gramm Gewebe korrigiert, womit der Anschluß an die physikalische Definition des Röntgen wenigstens für nicht zu harte Strahlung gewonnen wurde (siehe Tab. 6.1). In Weiterführung dieser Gedanken entschloß man sich 1953 völlig auf den Vergleich mit der Luftionisation zu verzichten und die Einheit der absorbierten Strahlungsdosis lediglich auf die Energie zu beziehen, die in dem bestrahlten Material aus der ionisierenden Strahlung absorbiert wird, und zwar auf eine Absorption von

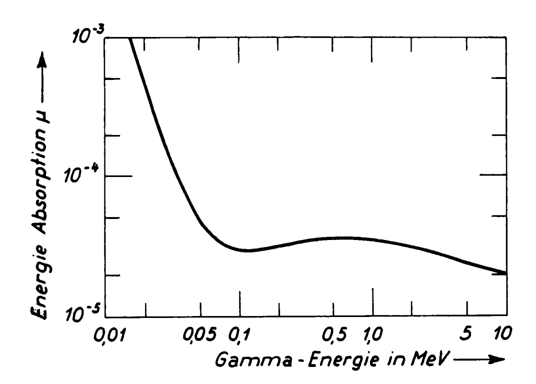


Abb. 6.1. Gamma-Absorptions-Koeffizient als Funktion der Energie. (Nach Gladys R. White).

100 erg je Gramm bestrahlten Materials; diese Einheit wird 1 rad genannt. Dieser streng logischen Definition des rad steht allerdings als gewisser Nachteil entgegen, daß eine Direktmessung des rad, insbesondere in vivo, schwer möglich ist. Da die Absorption für verschiedene Strahlenarten, für verschiedene Strahlungsenergien jeweils nicht die gleiche ist, wird die in rad gemessene absorbierte Dosis ganz verschieden sein, wenn der gleiche biologische Effekt mit verschiedenen Mitteln erzielt werden soll.

Auch der *Röntgen*-Einheit haftet eine ähnliche Unsicherheit an, die sich daraus herleitet, daß die Absorption der γ-Strahlung in Luft abhängig ist von der Energie dieser Strahlung (der Absorptionskoeffizient variiert gemäß Abb. 6.1). Für biologische Vergleiche muß man entweder auf eine Standard-Energie, z. B. 0,2 MeV beziehen oder die Dosisleistung auf das Produkt von Strahlungsenergie (E in MeV) und Absorptions-Koeffizient μ in cm^{-1}):

$$1 \text{ r/sec} = \frac{6{,}77 \cdot 10^4}{\mu \cdot E} \text{ Photonen je cm}^2 \text{ u. sec.}$$

Die biologische Wirkung der Bestrahlung ist in erster Linie der Ionisation und den aus dieser abgeleiteten Veränderungen zuzuschreiben; außerdem kommt Veränderung durch Anregung und durch Kernumwandlung in Frage. Wegen der verschiedenen Reichweite der einzelnen Strahlenarten ist die spezifische Ionisation je cm Weglänge sehr unterschiedlich. So erzeugen α-Teilchen in Luft 0,5 bis $1 \cdot 10^5$ Ionenpaare je cm, während β-Teilchen gleicher Energie nur 30 bis 300 Ionenpaare je cm ergeben. Außerdem hängt die spezifische Ionisation von dem bestrahlten Medium ab. Es ist aber gerade die spezifische Ionisation, die bei sonst gleicher Energieabsorption die biologische Wirkung bestimmt. Demnach ist die α-Strahlung die gefährlichste, aber auch die am leichtesten abzuschirmende. Die meisten α-Strahlen können mit Papier abgeschirmt werden. α-Teilchen, die nicht energiereicher sind als etwa 7,5 MeV, werden bereits von der äußeren Haut abgeschirmt. α-Strahler werden erst gefährlich, wenn sie in den Körper gelangen.

Um von den erwähnten Schwierigkeiten der Dosis-Bestimmung frei zu werden, hat man die biologische Wirkung aller ionisierender Strahlungen mit der Wirkung der oben erwähnten 0,2 MeV *Röntgen*-Strahlung verglichen. Man bildet den Quotient aus der physikalischen Dosis der 0,2 MeV-*Röntgen*-Strahlung und der physikalischen Dosis der untersuchten Strahlung. Die Dosen sollen so bemessen sein, daß der gleiche biologische Effekt erreicht wird. Es ist nicht immer einfach, den gleichen biologischen Effekt mit *Röntgen*strahlen ebenso wie mit anderen Strahlungen zu erzielen. Die Bildung solcher Vergleiche ist aber sehr wichtig, da hiermit die biologische Bewertung zu den physikalisch bestimmten Dosierungen hinzugefügt wird. Dieser Quotient wird RBE (relative biological effectiveness) genannt; Zahlenwerte siehe Tab. 6.2. Eine Kombination dieses Bewertungs-

Strahlungsart	empfohlener RBE-Faktor[1])	Strahlungsart	empfohlener RBE-Faktor[1])
Röntgen-Strahlung Gamma-Strahlung β-Strahlung Elektronen-Strahlung	1	thermische Neutronen (0,025 eV)	3—5
		schnelle Neutronen und Protonen (bis 10 MeV)	10
		nat. α-Strahlung	10—20[2])

Tab. 6.2. RBE-Faktor gleicher biologischer Wirkung, RBE = physikalische Dosis bei 0,2 MeV Gamma-Strahlung relativ zur biologisch äquivalenten physikalischen Dosis. 1) Ohne Berücksichtigung der Verfeinerungen dieser Definition, die für verschiedene Gewebeteile oder biologische Effekte spezielle RBE festlegen. 2) Die Angaben in der Literatur sind verschieden; wegen der starken Wirkung der α-Strahlung wird meist der höhere Wert angenommen.

faktors mit der Energieabsorption je Gramm (also RBE · rad) gibt die zur Zeit objektivste Angabe über die biologische Wirkung ionisierender Strahlungen. Man nennt diese Einheit rem (röntgen equivalent man); rem = RBE · rad. Die Bezeichnung „equivalent man" soll ausdrücken, daß dieses Maß zur Beurteilung einer Gesamtbestrahlung geeignet ist, auch wenn sich diese aus Bestrahlung mit verschiedenen Strahlungsarten zusammensetzt.

Die moderne Beurteilung der Strahlungsschäden und der „vernünftigerweise" vertretbaren Dosis wird in zwei gleichzeitig und unabhängig voneinander erschienenen Berichten gegeben. Es ist dies der Bericht der amerikanischen National Academy of Sciences: „The Biological Effects of Atomic Radiation" vom Juni 1956 und der vom britischen Medical Research Council herausgegebene Bericht: „The Hazards to Man of Nuclear and Allied Radiations" ebenfalls vom Juni 1956*).

Man unterscheidet Toleranzwerte für die Bestrahlung einer Gesamtbevölkerung, für welche die genetischen Gesichtspunkte maßgebend sind und die Bestrahlung einzelner Individuen, wie z. B. des Personals an Reaktoren, für welche die somatischen Wirkungen in Betracht gezogen werden. Die somatischen Effekte lediglich für sich betrachtet gestatten eine größere Toleranz. Angesichts der offenkundigen Möglichkeit aber, daß sich der Kreis der unter Strahlungsgefährdung beruflich tätigen Menschen ständig ausweitet und unter Berücksichtigung der Möglichkeit, daß Ehen innerhalb dieses Kreises geschlossen werden, wird auch die somatische Dosis mit äußerster Vorsicht betrachtet. So entspricht es — wie erwähnt — der Praxis der amerikanischen AEC, daß rund 95% aller ihrer Mitarbeiter weniger als $^{1}/_{10}$ der somatischen Toleranzdosis erhalten. Die englische Atombehörde sagt dies für 90% ihres Personals; die englische Durchschnittsdosis ist 0,008 r/Woche; den gleichen Wert hat Oak Ridge im Mittel über 6 Jahre.

Der amerikanische Bericht gipfelt in der Empfehlung, daß die Gesamtbevölkerung keine stärkere Bestrahlung als 10 r während der ersten 30 Lebensjahre eines jeden Menschen (von der Empfängnis an gerechnet) erhalten sollte. Diese 10 r werden zusätzlich zu der Bestrahlung aus der natürlichen Höhenstrahlung und der natürlichen Radioaktivität gerechnet. Sie werden im oben erwähnten Sinne nicht als harmlos, aber als vernünftig bezeichnet. Nach amerikanischer Ansicht werden von diesen 10 r im Mittel 3—4 r bereits durch die Anwendung medizinischer Röntgenstrahlung verbraucht. Der Beitrag, der sich aus den Versuchen mit Atombomben herleitet, ist streitig, die diskutierten Werte liegen zwischen 0,02 bis 0,5 r, wenn das Mittel der vergangenen 5 Jahre zugrunde gelegt wird. Nimmt man das Mittel der Jahre 1953 und 1955, so muß dieser Faktor verdoppelt werden, man käme dann auf maximal 1 r.

Der Gesamtbevölkerung dürfen also unter den gegenwärtigen Verhältnissen nicht mehr als 5 r zusätzlich für die Periode der ersten 30 Lebensjahre zugemutet werden. Diese Zahl ist wesentlich niedriger als frühere Angaben, die bis zum 10fachen dieses Wertes für zulässig hielten.

Für Einzelpersonen wird eine Dosis für die genannten 30 Jahre von nicht mehr als 50 r angegeben, sofern es sich nicht um lokale Bestrahlung spezieller Organe, sondern um Gesamtbestrahlung oder um Strahlung handelt, welche die Fortpflanzungsorgane trifft. Zieht man von dieser Gesamtbestrahlung für natürliche Strahlungsquellen 4 r und für medizinische

---

*) Siehe auch den kritischen Vergleich beider Berichte von *B. Glass* in Bull. At. Sc. **12**, 8, 312 (1956).

Röntgen-Behandlung ebenfalls 4 r ab und setzt man für die Atomwaffenversuche statt 1 r aus Sicherheitsgründen 2 r an, (Der amerikanische Wissenschaftler *R. Lapp* hat darauf hingewiesen, daß der zitierte amerikanische Bericht bei den Waffenversuchen nur die von außen wirkende Strahlung berücksichtigt, nicht aber Strahlungsschäden, die durch Aufnahme radioaktiver Atome in den Körper gelangen.), so bleiben für eine Strahlungsdosis während der beruflichen Tätigkeit rund 40 r übrig. Nimmt man an, daß während der Kindheit und der Berufsausbildung keinerlei Bestrahlung erfolgt, so kann diese Dosis vom 20. bis 30. Jahr verbraucht werden, d. h. 4 r jährlich*) oder eine Wochendosis von 0,08 r statt der bisher angenommenen 0,3 r. Der Bericht setzt ferner fest, daß für die Lebensjahre zwischen dem 30. und dem 40. Lebensjahr noch einmal insgesamt 50 r zugelassen werden könnten, ausgehend von der nicht für alle Länder geltenden statistischen Erfahrung, daß die Hälfte aller Kinder von Eltern unter 30 Jahren abstammt. Nimmt man an, daß die älteren Personen, die bis zu 30 Jahren geltende Dosis tatsächlich erhalten haben, so bleiben ihnen als „vernünftige" Dosis für die 10 Jahre zwischen dem 30. und dem 40. Jahr diese 50 r abzüglich $^1/_3$ der vorerwähnten Abzüge, d. h. 4,7 r jährlich oder 0,094 r pro Woche gegenüber 0,08 r pro Woche für die Zeit vor dem 30. Lebensjahr.

Der britische Bericht kommt zu einer ähnlichen Abschätzung der natürlichen Strahlung (extern und intern) von 0,095 r jährlich auf die Fortpflanzungsorgane, das sind rund 3 r für die ersten 30 Lebensjahre. Der Anteil der bisherigen Waffenversuche extrapoliert auf 30 Jahre wird mit 0,026 r angegeben. Der Anteil der medizinischen Röntgen-Bestrahlungen sei 22% der natürlichen Strahlung und der von Leuchtzifferblättern 1% von dieser; alles bezogen auf die Bestrahlung der Fortpflanzungsorgane. Empfohlen werden folgende Werte: Die individuelle Bestrahlung zusätzlich zur natürlichen Strahlung sollte bezogen auf die ganze Lebenszeit nicht mehr als 200 r betragen. Dies entspricht etwa der amerikanischen Angabe von 2 · 50 r bis zum Alter von 40 Jahren; die Bestrahlung bis zum Alter von 30 Jahren sollte — sofern sie die Fortpflanzungsorgane trifft — nicht höher als 50 r sein; diese Angabe ist identisch mit der amerikanischen. Allerdings wird die wöchentliche Dosis von 0,3 r beibehalten**), jedoch mit der Einschränkung, daß sie für nicht mehr als 13 aufeinander folgende Wochen erreicht wird. Die Dosis für die Gesamtbevölkerung wird niedriger als im amerikanischen Bericht abgeschätzt: es soll nicht mehr als das doppelte der natürlichen Strahlung hinzukommen dürfen, eher weniger.

Die praktische Zusammenfassung ergibt als Richtlinie für das an Reaktoren beschäftigte Personal: Im Jahresmittel soll die Wochendosis für Personen unter 30 Jahren 0,08 r, für ältere über 40 Jahre 0,1 r nicht übersteigen; gelegentliche Überschreitungen bis zu 0,3 r je Woche können zu-

*) Die Internationale Strahlenschutzkommission hat 1956 auf ihrer Sitzung in New York die bisher als erträglich angenommene Jahresdosis von 15 r reduziert, in 10 Jahren soll die Dosis 50 r nicht übersteigen.

**) Ebenso in den internationalen Empfehlungen von 1956; es darf aber die gleichzeitig festgesetzte Jahresdosis nicht überzogen werden, womit man automatisch zu der britischen Beschränkung auf 13 Wochen kommt oder zu den hier (Tab. 6.3) festgelegten Durchschnittswerten.

lässig sein, wenn individuelle medizinische Beobachtung einsetzt. Die Jahresdosis muß unter allen Umständen unter 4 bzw. 4,7 r bleiben. Personen über 40 Jahre können eine höhere Dosis zugebilligt bekommen. Schwangere Frauen sind von jeglicher Bestrahlung fernzuhalten. Für die Berechnung der Reaktor-Strahlungssicherheit unter Annahme eines Unfalles sind für nicht am Reaktor Beschäftigte $^1/_5$ dieser Dosen als Gefahrengrenze anzunehmen. Hiermit wird der gesetzgeberischen Regelung nicht vorgegriffen; es empfiehlt sich, in jedem Fall so weit als nur möglich unter den hier vorgeschlagenen Werten zu bleiben; $^1/_{10}$ ist erstrebenswert (siehe Tab. 6.3).

Alter	Wochendosis			Jahresdosis	
Jahr	betrieblich zu erstrebender Durchschnitt[1])	Jahres-Durchschnitt	gelegentliche Maxima	betrieblich zu erstrebender Durchschnitt	Jahres-Maximum
20—30	0,008 r	0,08 r	0,3 r	0,4 r	4 r
30—40	0,01 r	0,1 r	0,3 r	0,5 r	4,7 r

Tab. 6.3. Strahlungsdosis für Personal in strahlungsgefährdeten Betrieben. 1) Mittlere Dosis aller Beschäftigten in Oak Ridge: 0.008 rem (2.6 rem total je Person in 6,3 Jahren), *K. Z. Morgan*, Nucl. Sc. and Eng. **1**, 6, 477 (1956).

Diese Dosisleistungen beziehen sich auf eine Strahlung, die die Fortpflanzungsorgane erreicht. Für Teilbestrahlungen sind höhere Werte zulässig; Hände, Füße, der Kopf — mit Ausnahme der Augen — vertragen stärkere Strahlungen. Die Tab. 6.4 gibt die amerikanischen Richtlinien allerdings noch bezogen auf die veraltete Wochendosis von 0,3 r. Im Sinne von Tab. 6.3 sind die Werte von Tab. 6.4 auf ein Drittel zu reduzieren.

	Wochendosis in mr für			
Bestrahlter Körperteil	Haut	Blutbildende Organe im Körper-Inneren	Fort-pflanzungs-Organe	Augen-Linsen
Ganzer Körper	600 (1200)	300 (600)	300 (600)	300 (600)
Ganzer Körper, aber mit Strahlen geringer Eindringtiefe	1500 (1500)	300 (600)	300 (600)	300 (600)
Hände und Unterarme oder Füße und Knöchel oder Kopf und Nacken	1500 (1500)	300 (600)	300 (600)	300 (600)

Tab. 6.4. Verhältnis der Wochendosis verschiedener Organe bezogen auf eine Gesamt-Dosis von 0,3 r je Woche. Die Zahlen der Tabelle gelten für Personen unter 45 Jahre; über 45 Jahre gelten die in ( ) beigefügten Werte.

Mit der Festlegung dieser Dosisleistungen ist zwar die Brücke geschlagen zwischen physikalischer Messung und biologischer Dosis, aber die Anwendung

der hier zusammengefaßten Regeln ist meist schwierig. Zunächst ist zu unterscheiden zwischen Bestrahlung von außen und inkorporierten Substanzen, die je nach ihrer chemischen Beschaffenheit vom Körper ausgeschieden oder an verschiedenen Stellen (z. B. Schwermetalle in der Knochensubstanz) für evtl. lange Dauer eingebaut werden. Handelt es sich im letzten Falle um langlebige oder stark strahlende Substanzen, dann kann hiermit Lebensgefahr verbunden sein. Andere radioaktive Stoffe, wie z. B. das erwähnte Edelgas Radon, werden in kurzer Zeit völlig aus dem Körper ausgeschieden. Besonderes Augenmerk erfordern die Folge-Produkte einer inkorporierten radioaktiven Substanz, da sie auch ihrerseits wieder radioaktiv oder chemisch wirksam werden können. Die Messung der Strahlungsdosis erfaßt nur den direkten Anteil der biologischen Strahlungs-Wirkung, eben den, der auf die ionisierende Wirkung der Strahlung zurückgeht, nicht aber sonstige biologische Schädlichkeit wie z. B. die Giftigkeit von Radium oder Plutonium. Bei den nur von außen wirkenden Strahlungen kann man zunächst die evtl. vorhandene α-Strahlung außer acht lassen, da sie meist abgeschirmt wird. Die Strahlungsdosis für *Röntgen*- und γ-Strahlung läßt sich mit Dosimetergeräten relativ einfach bestimmen und somit auch überwachen. Eine Bestrahlung mit Neutronen wirkt biologisch durch sekundäre Effekte. Thermische Neutronen erzeugen im Wasserstoff eine γ-Strahlung und im Stickstoff eine Protonen-Strahlung, die ebenso ionisierend wirkt wie eine α-Strahlung. Schnelle Neutronen reagieren außerdem mit Sauerstoff und Kohlenstoff in schädlicher Weise, ihre Wirkung ist evtl. geringer, da sie tief in den Körper eindringen und ihre Wirkung damit verteilen. Eine β-Strahlung wird im allgemeinen erst gefährlich, wenn es sich um eine sehr energiereiche Strahlung handelt — ihre Reichweite im Gewebe ist sonst zu gering — oder wenn die betreffende Substanz direkt mit der Haut in Berührung kommt.

Die Wirkung der Bestrahlung ist verschieden, je nachdem ob die betrachtete Dosis in einer einzigen Bestrahlung zugeführt wurde, oder ob zwischen den Bestrahlungen Erholungspausen eingeschaltet sind. Bei wiederholten Dosen ist der akkumulierte Wert (die effektive Dosis) geringer als die Summe der Bestrahlungen. Dies gilt aber nicht von den genetischen Wirkungen, die streng akkumulativ sind. Die Tab. 6.5 und 6.6 geben eine Übersicht über das entsprechende Verhalten des menschlichen Organismus*).

Die strahlungsgefährdet arbeitenden Personen sind durch am Körper zu tragende Dosimeter zu überwachen. Dazu kommt eine sorgfältige medizinische Kontrolle; solange die wöchentliche Strahlung unter $^1/_{10}$ der obigen Wochendosis bleibt, werden jährliche Kontrollen genügen. Bei jedem Ansteigen der Wochendosis — etwa bis zu dem Jahresdurchschnitt — ist besondere medizinische Kontrolle zu veranlassen. Die Untersuchung des

*) Für eine Übersicht siehe auch: *H.-J. Melching* ETZ A, **78**, 2, 36 (1957); eine umfassende Studie bietet: Nuclear Explosions, herausgegeben Juni 1956 von der Indischen Regierung.

Blutbildes hat sich hierfür als nicht empfindlich genug erwiesen, da Veränderungen im Blutbild erst auftreten, wenn schon Strahlungsschäden eingetreten sind (diese Veränderungen sind u. U. der zu verhindernde Schaden). In der amerikanischen Praxis hat sich die Urin-Analyse auf Radioaktivität als bequemes und verläßliches Mittel eingeführt. Jeder Mitarbeiter mit übernormaler Wochendosis hat eine Probe des 24 h-Urins einzureichen. Die sonstigen medizinischen Untersuchungen, die jährlich vorgenommen werden, beinhalten: EKG (nach dem 35. Lebensjahr), Blutsenkung, Seh- und Hörschärfe, *Röntgen*-Thorax-Aufnahme (keine Durchleuchtung!), *Wassermann*. Darüber hinaus sollen alle 6 Monate die Augen derjenigen untersucht werden, die eine Neutronen-Strahlung erhalten können (Linsenentrübung, Kataraktbildung); dies ist obligatorisch für dieReaktor-Bedienung.

Bestrahlungs-Tage	Gesamt-Dosis (r)	Effektive Dosis (r)	mittlere Lebenserwartung (Tage)	% der Todesfälle innerhalb von 30 Tagen
		Tagesdosis: 200 r		
1	200	200		30
3	600	542	20	60
5	1000	819	15	85
10	2000	1326	10	100
		Tagesdosis: 100 r		
1	100	100		8
3	300	271		35
5	500	409	15	50
10	1000	663	15	75
		Tagesdosis: 50 r		
1	50	50		0
3	150	135		15
5	250	204	30	25
10	500	330	30	40
15	750	395	30	50

Tab. 6.5. Effektive Dosis und Sterblichkeit.

tägliche Dosis (r/Tag)	Dauer der Bestrahlung	Wirkung
500	2 Tage	100% Sterblichkeit
100	längstens 30 Tage	100% Sterblichkeit innerhalb 30 Tagen; mittlere Lebenserwartung 15 Tage
60	10 Tage	Hohe Sterblichkeit, äußerste Störung aller Funktionen
30	10 Tage	Mittlere Funktionsstörungen
10	1 Jahr	Einige Todesfälle
3	Einige Monate[1])	Keine merkbare Behinderung
0,5	Viele Monate[1])	Keine große Verminderung der Lebensdauer

Tab. 6.6. Schadenswirkung verschiedener Strahlungs-Dosen. 1) Der Einfluß kleiner Strahlungs-Dosen auf die Verkürzung der Lebensdauer steht fest, der Grad der Abkürzung ist noch nicht genügend erforscht.

Sicherheitsbericht

Die amerikanischen Richtlinien sehen folgende Prüfungen bzw. Bereitstellung folgender Unterlagen vor:

Beschreibung des Geländes anhand von genauen Karten, Hervorhebung der das Gelände berührenden Versorgungsleitungen (Elektrizität, Gas, Wasser, Telefon-Schächte), der benachbarten Verkehrswege, der nächstgelegenen Wohnungen und Siedlungen, des Bebauungsplanes, der benachbarten Fabriken (Filmfabriken, Foto-Ateliers) und aller sonstigen für Strahlungsgefährdung wichtigen Umstände*) (Erholungsgebiete, Badeplätze, Aussichtstürme, Sportanlagen). In USA sind verschiedene Forschungsreaktoren inmitten der Wohnbezirke erbaut: der Water Boiler (20 kW) von Raleigh steht zwischen den Wohngebäuden und Instituten der Universität, ebenso der Swimming Pool (1 MW) der University of Michigan; der Water Boiler 50 kW der ARF steht in Chicago umgeben von etwa 11 000 Einwohnern im Umkreis von 500 m; der D_2O-Reaktor (1 MW) des MIT in Boston-Cambridge wird mitten in der Stadt errichtet, dort sind im Umkreis von 300 m etwa 4000 Menschen in Fabriken beschäftigt; der Medizinische Reaktor der Universität Los Angeles (Water Boiler von 50 kW) soll ebenfalls innerhalb der sonstigen Universitätsgebäude errichtet werden. Derartige Pläne können realisiert werden, wenn entsprechende Sicherheitsmaßnahmen getroffen werden, deren Prinzipien hier erläutert werden.

Eine der wichtigsten Voraussetzungen für die Planung ist die Zusammenstellung aller das Gelände betreffenden meteorologischen Daten wie Wind- und Wetterstatistik, wahrscheinlichste bzw. häufigste Wetterlagen, ungünstige Wetterverhältnisse in bezug auf Sicherheit (Wind in Richtung Bebauungszentrum; instabile Strömungen, die Schornsteinabgase herabdrücken), Analyse der geologischen hydrologischen und seismologischen Verhältnisse in bezug auf Möglichkeit der Verstärkung oder Herbeiführung von Unfällen (Fundamente, Grundwasser, Erdbewegung und Erdbeben), die bestehende Wasserwirtschaft**) des Geländes und ihre Veränderung durch die Reaktoranlage (Kühlwasser, Abwässer, Sickerwasser) im Normalfall und bei evtl. Unregelmäßigkeiten, Einfluß von ungewöhnlichen Wetterlagen (Hitze, Trockenheit, Nebel, Überschwemmung); Art und Häufigkeit der Niederschläge und ihr Einfluß auf das Auswaschen evtl. vorhandener radioaktiver Schwebstoffe. Ferner ist erforderlich: Messung der Radioaktivität von Luft, Niederschlägen, Grundwasser und Erdboden als Funktion der Zeit während eines Jahres oder länger (Feststellung der vorüberziehenden radioaktiven Wolken), und zwar beginnend lange genug vor Baubeginn, um eine Vergleichsstatistik für die Verhältnisse nach Betriebsbe-

---

*) Siehe auch: *C. H. Topping*, Reactor site selection, Cleveland, Dez. 1955, preprint 2. *A. E. Gorman*, Waste disposal as related to site selection, ebenda, preprint 3.

**) Die bestehenden Grundwasser-Verhältnisse sind auch auf ihre Beständigkeit zu prüfen; die Durchführung neuer Straßen oder gar der Bau von Kanälen, von Bergwerksanlagen usw. kann den Grundwasserspiegel erheblich verändern.

ginn zu haben. Die gleichen Messungen sind am Ort der evtl. strahlungsgefährdeten oder strahlungsempfindlichen Nachbarn (Filmfabriken usw.) anzustellen. Diese Strahlungs-Messungen haben zwar mit dem eigentlichen Sicherheitsproblem nichts zu tun, sie sind aber unerläßlich in allen Angelegenheiten der echten oder eingebildeten Haftung. Derartige Unterlagen tragen dazu bei, die Prämien für Haftpflichtversicherung*) usw. günstig zu beeinflussen.

Besondere Planung erheischt die Überwachung und Behandlung aller Abwässer der Reaktor-Anlage einschließlich der Entwässerung der Toiletten, Wasserzapfhähne usw. Zweckmäßig unterscheidet man und behandelt getrennt folgende Abwässer: Kühlwasser des Reaktors, Abwässer des Reaktorgebäudes und anderer „heißer" Laboratorien, die Abwässer der übrigen Gebäude. Diese Abwässer sind zu sammeln, radiologisch zu prüfen und bei Gefährlichkeit strahlungssicher zu lagern. Auch die normalen Abwässer dürfen nicht ohne Prüfung der allgemeinen Kanalisation zugeführt werden. Jede größere Reaktoranlage sollte eine eigene Kläranlage besitzen. Entsprechende Behandlung muß die Abluft erfahren, wozu weite und hohe Schornsteine (mindestens 50 m) notwendig sind. Zuluft und Abluft werden gefiltert, die Abluft besonders.

Reaktor-Gebäude in der Nähe bewohnter Gegenden (was in Europa der Regelfall ist) sind druckfest und gasdicht auszuführen. Als bequemste Bauweise wird in USA ein Stahlzylinder (nach Art der bekannten Öltanks) von ca. 6,5 mm Wandstärke und einem gewölbten Stahldach von ca. 10,5 mm Stärke angesehen. Diese Stahlbehälter werden für Reaktoren von einigen MW für einen Überdruck von etwa 0,1 At ausgelegt. Dieser Wert wird zusammen mit der Leckdichtigkeit des Gebäudes bei maximalem Schadensdruck betrachtet. In USA gilt eine Undichtigkeit**) um 1% als zulässig (auf der Basis der Toleranzdosis von 0,3 r je Woche). Vermutlich muß man schärfere Forderungen stellen, weil größere Vorsicht notwendig ist. Die Reaktor-Schutzgebäude sind gegen Beschädigung durch herausfliegende Teile zu schützen; man nimmt an, daß im Gefahrenfalle eine plötzliche Verdampfung des Reaktorinhalts eintreten könnte, der dabei entstehende Überdruck kann z. B. Kontroll-Stangen herauswerfen (s. Experiment Borax). Dagegen schützt man sich durch die bereits erwähnte Doppeldecke, ferner durch Auskleiden des Stahltanks mit Mauerwerk oder Beton. Diese Beton-Verstärkung soll gleichzeitig gegen Schadens-Strahlung nach

*) Das Versicherungsproblem ist weder in Europa noch in USA definitiv gelöst. Es ist in USA ein Gesetz in Vorbereitung, das eine staatliche Rückversicherung oder dergleichen vorsieht. Die privaten Versicherungsgesellschaften haben sich zusammengeschlossen und einen Fonds von etwa 50 bis 60 Millionen $ gebildet; der Staat soll 100 bis 150 Millionen $ bereitstellen. Deutsche Versicherungsgesellschaften haben die Verbindung mit diesem Pool aufgenommen. Eventuell kommt in USA eine Versicherung nach Art der US-Kriegsschäden-Versicherung in Frage; hierbei zahlte jeder Bürger usw., der sich für betroffen von einer Schadensmöglichkeit hielt, eine kleine Monatsprämie an den Staat; diese Eingänge wurden zur Schadensdeckung verwendet; man könnte demnach die Umgebung eines Reaktors auffordern, sich ähnlich zu versichern. Zum Versicherungs-Thema siehe auch Nucleus **2**, Nr. 39 vom 27. 10. 1956 und ff. Die deutsche Versicherungswirtschaft hat für die mit dem Betrieb von Kernreahtoren verbundenen Risiken einen Pool „Kernreaktor-Versicherungsgemeinschaft" gegründet.

**) Leckdichtigkeit 1% bedeutet: 1% des Gebäude-Volumens kann je Tag entweichen.

außen schützen. Man geht bis zu Betonverstärkungen von 60 cm, soweit das Reaktorgebäude nicht in die Erde eingelassen ist. Eine interessante Lösung für das Reaktor-Gebäude wurde für den Münchener Forschungsreaktor*) gefunden (siehe Abb. 6.2). Das Gebäude wurde ganz aus Stahlbeton errichtet, es hat einen kreisförmigen Grundriß; im Aufriß ist es ein Rotations-Ellipsoid von 30 m Höhe; die Betonschale ist 10 cm stark.

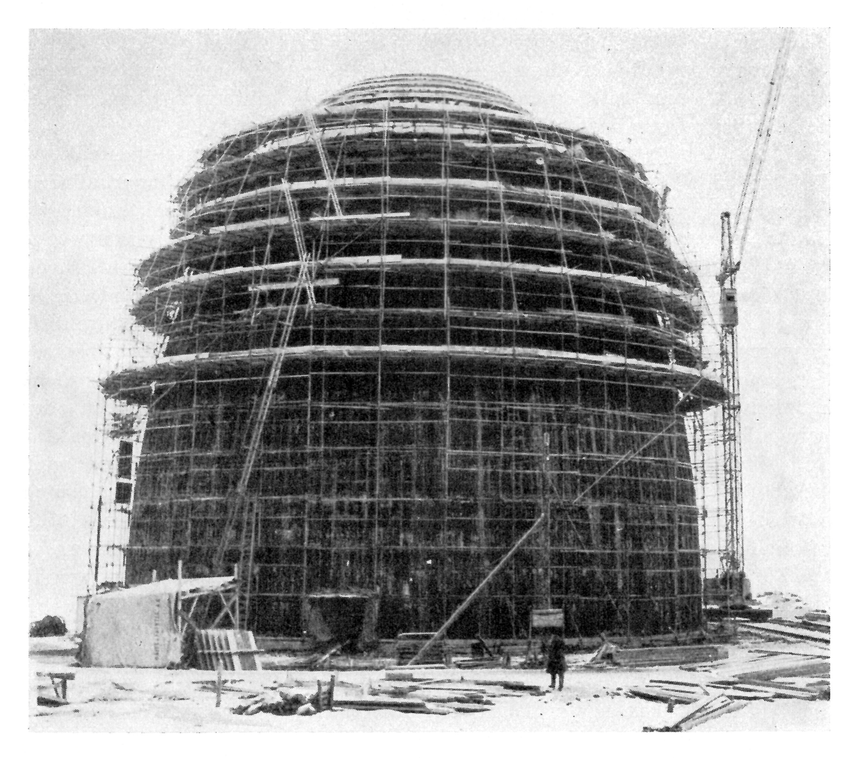


Abb. 6.2. Das Gehäuse des Münchener Forschungsreaktors (Photo Keystone).

Die Reaktor-Gebäude werden ohne Fenster ausgeführt, sie besitzen eine Klimaanlage, die automatisch mit Alarm oder radioaktiv-gefährlichem Befund in der Abluft stillgesetzt wird. Innen herrscht Unterdruck, der nach Möglichkeit auch im Gefahrenfall aufrecht erhalten werden sollte; alle Eingänge in den Reaktor gehen durch schnell-schaltende Gasschleusen einschließlich der vorzusehenden Lastwagen-Einfahrt.

*) Ein Swimming Pool Reaktor mit 5,1 kg U 235 und max. 1 MW Leistung.

Der amerikanische Sicherheits-Bericht enthält ferner eine Reaktor-Beschreibung einschließlich des Kontrollsystems und Messungen der Abschalt-Geschwindigkeit und -Absorption, z. B. Bestimmung von Geschwindigkeit und Beschleunigung der Kontrollstäbe als Zeitfunktion. Besondere Untersuchung der maximal möglichen Fehler (Druck, Strahlung usw.) bei falscher Bedienung oder bei Unglücksfällen (Bruch od. dgl.) ist erforderlich.

Als Beispiel sei hier die Fehler-Diskussion für einen 1 MW-Foschungs-Reaktor (D_2O; Graphit; 90% angereicherter Brennstoff) im Auszug wiedergegeben:

Der unangenehmste der möglichen Unfälle würde dann eintreten, wenn ein ganzes Brennstoffelement dem bereits gerade kritischen Reaktor hinzugefügt werden würde. (Zunahme der Reaktivität um 2,3%.)

Wenn dabei alle Sicherheitseinrichtungen versagen, würde die Reaktor-Leistung mit einer Periode von 40 msec ansteigen. Das D_2O innerhalb der Brennstoffelemente käme zum Kochen. Dadurch wird die Reaktorleistung zunächst automatisch vermindert; davon abgesehen bleibt es entweder beim Kochen oder der Reaktor platzt. Da aber die obigen Voraussetzungen nur eintreffen, wenn alle oder einige Kontrollstäbe entfernt sind, (z. B. um an ihrer Stelle ein Brennstoffelement einzufügen) wird D_2O durch die entsprechenden Öffnungen verdampfen bis der Reaktor von selbst abschaltet, wenn der Pegel des D_2O niedrig genug geworden ist. Falls dies aber nicht möglich wäre, müßte die Drucksicherung am D_2O-Tank nachgeben oder schließlich der Reaktor-Tank platzen. In jedem Falle würde der Reaktor zum Stillstand kommen, bevor die Brennstoffelemente schmelzen oder beschädigt werden. Das Aufbrechen des Tanks bzw. der D_2O-Sicherung wäre aber nur möglich, wenn die Öffnungen für die Sicherheitsstäbe durch speziell angefertigte (nicht vorhandene) Dichtungen geschlossen wären.

Zur Beurteilung dieser Fehler ist eine Betrachtung der Reaktor-Periode nützlich. Die Definitionsgleichung der Periode π ist:

$$\pi = \tau/(k - 1) \quad \text{oder} = \tau/\Delta k;$$

im Gefahrfalle haben wir die Überschuß-Reaktivität nach Abzug der verzögerten Neutronen zu betrachten, also (für U 235)

$$\pi = \frac{\tau}{\Delta k - 0{,}0075}$$

Nun kann Δk nicht beliebig klein gehalten werden, da der Brennstoffverbrauch des Reaktors, die Vergiftung usw. kompensiert werden muß. Für einen Neutronenfluß von 10^{13} n/cm^2 sec und nicht zu ungünstige Brennstoff-Ausnutzung muß man ein Δk von 5% ansetzen; um den Neutronenverbrauch in Experimenten, Temperatur-Einflüsse u. dgl. zu kompensieren braucht man praktisch im ganzen 6—8% Überschuß-Reaktivität. Da die mittlere Lebensdauer der Neutronen in einem Swimming-Pool etwa

0,06 msek und im D_2O-Reaktor aber 1 msec beträgt, ergeben sich Reaktorperioden von 1 msec und kürzer im Swimming Pool und von 13 bis 17 msec im D_2O-Reaktor, wenn diese Überschuß-Reaktivität von 6—8% plötzlich in gefahrvoller Weise dem Reaktor hinzugefügt wird. Diese Daten belegen die größere Sicherheit jedes D_2O-Reaktors. Andererseits aber enthalten alle in einem geschlossenen Gefäß eingebauten Reaktoren (wozu der D_2O-Reaktor gehört) mehr zusätzliche Reaktivität als der leicht zugängliche Swimming Pool. Daher wird als weitere Sicherheitsprüfung für jeden Reaktor der Druckanstieg im Gebäude berechnet, der als Folge einer Al-Wasser-Reaktion entstehen würde, wenn man von der Annahme ausgeht, daß das im aktiven Teil der Brennstoffelemente enthaltene Al mit D_2O reagiert und daß der freiwerdende Wasserstoff brennt. Die dabei

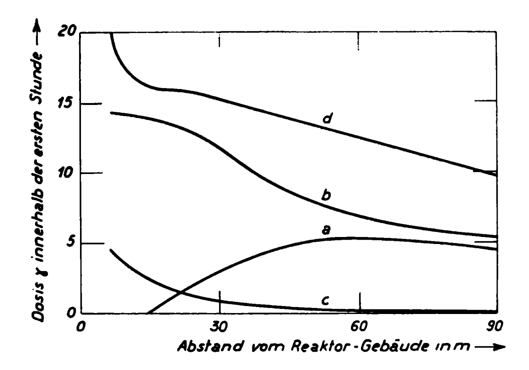


Abb. 6.3. Strahlungsdosis innerhalb einer Stunde nach angenommenem Reaktor-Unfall. a) Direktstrahlung, b) Streustrahlung, c) Strahlung durch Gebäude-Mauer, d) Gesamtstrahlung.

entstehende Hitze verdampft den Reaktor-Inhalt und dieser Dampf dringt in das Gebäude. Je nach der Menge des beteiligten Al ergeben sich verschiedene Belastungen; es wird oft angenommen, daß 50% des vorhandenen Al reagiert. Zu diesem Druck kommt der Druck aus der Wärme der Kernreaktionen; schließlich wird auch die mögliche Druckvermehrung durch Abfall des atmosphärischen Druckes in Rechnung gestellt. Insgesamt wird in dem oben erwähnten Beispiel mit innerem Überdruck von 0,23 At gerechnet. Bei einem Natrium-System rechnet man mit 2,6 At*). Als Ergänzung zu derartigen Überlegungen gehört zum Sicherheitsbericht die genaue Berechnung der außerhalb des Reaktors im Schadensfall der Verdampfung wirksamen Strahlung**) (siehe Abb. 6.3). Ferner gehören dazu

---

*) Siehe *E. Hines, A. Gemant* und *J. K. Kelley*, Nucleonics **14**, 10, 38 (1956).

**) Die Gefährlichkeit einer solchen Dampfwolke, die den Inhalt eines 1 MW-Reaktors enthält, veranschaulichen folgende (schätzungsweisen) Angaben: eine solche kleine Wolke würde in 10 m Entfernung 400 r/min erzeugen; sie enthielte 27000 Curie vom Jod 131 und 40000 Curie an Strontium 89, deren Toleranz-Dosis $3 \cdot 10^7$ bzw. $8 \cdot 10^{-6}$ Curie für Inkorporierung beträgt (nach *M. Benedict*). Siehe hierzu auch: *J.-J. Fitzgerald* und *D. G. Chappell:* Graphic aids to estimate nuclear radiation hazards; KAPL — 1178, Aug. 1954.

genaue Vorschläge für das Verhalten bei den verschiedenen Arten von Unfällen, insbesondere sind Pläne auszuarbeiten für die Evakuierung des Reaktor-Personals, der in der Umgebung wohnenden Bevölkerung, für Sperrung evtl. gefährdeter Straßen einschließlich aller in solchen Fällen zu treffenden Maßnahmen. Für leichtere Fälle ist ein Plan für ein Ausgehverbot der betreffenden Bevölkerung und lediglich für Straßensperre vorzusehen. Solche Pläne haben sich bei kleineren Betriebsunfällen bestens bewährt.

Wenn ein derartiger Sicherheitsbericht vorliegt, wird die Schlußbetrachtung, die zur Genehmigung oder zu Auflagen führt, nach folgenden Gesichtspunkten vorgenommen:

1. Es wird entschieden, was der meist wahrscheinliche Unfall (also nicht der maximal mögliche Unfall) sein kann. Dieser soll die Reaktion eines Teiles des im Reaktor enthaltenen Metalls (Al) mit dem Reaktorwasser vorsehen.
2. Prüfung des Reaktor-Gebäudes auf maximalen Druck je Vol-Einheit im Falle 1 und Feststellung, welches Volumen (bezogen auf Normal-Druck und -Temperatur) täglich je Einheit des Überdruckes entweichen kann. Solche Druckprüfungen werden später jährlich einmal wiederholt.
3. Annahme der ungünstigsten meteorologischen Bedingungen (Windrichtung; Windstärke 5—8 km/Stunde; Temperaturinversion) und Berechnung der Gamma-Dosis für Personen in verschiedener Entfernung unter der Voraussetzung von 2. Hierzu ist zu klären, welche gefährlichen Stoffe im Reaktor-Gebäude auftreten, falls der Reaktorinhalt gemäß 1 verdampft (z. B. Xe, Kr, A, I, Br).
Sollten diese Berechnungen zeigen, daß die zulässige Dosis überschritten wird, müssen weitere Maßnahmen zur Abdichtung und Abschirmung des Reaktor-Gebäudes getroffen werden.
4. Der Evakuierungsplan bzw. der Plan für Ausgehverbot wird im Lichte von 1 bis 3 geprüft (Zulässige Dauer; Ausbildung der Feuerwehr im Strahlenschutz; Personentransport in Krankenhäuser; Entgiftung von Feuerwehr- und Sanitäts-Personal; Nachweis der Entseuchung bzw. Entwarnung).

Abgase

Bei normalem Betrieb von Reaktor-Stationen fallen keine großen Mengen gefährlicher Abgase an, sofern nicht Teile des Reaktors, die dem Neutronen-Beschuß ausgesetzt sind, wie Reaktor-Gefäß, Reflektor oder gar der ganze Reaktor mit Luft gekühlt wird, wie z. B. die ersten Graphit-Reaktoren mit natürlichem Uran. Ferner können Abgase aus den sogenannten heißen Laboratorien kommen, die in Verbindung mit dem Reaktor stehen oder sonst für radioaktive Versuche dienen. Besonderes Augenmerk erfordern Isotopen-Trennanlagen, die einen gasförmigen Durchsatz haben, und Plutonium-Anlagen. In jedem Falle hat man für eine Reaktorstation einen geeigneten Schornstein vorzusehen, einerlei ob es sich um ein Forschungsinstitut oder um einen Industrie-Reaktor handelt.

Dieser Schornstein hat die Aufgabe, die Abgase derartig mit der im Winde vorbeiziehenden Luft zu vermischen, daß dies Gemisch keine Gefahr mehr für die Umgebung bedeutet bzw. die Abgase in so großer Höhe zu entlassen, daß sie länger in größerer Höhe schweben als die Lebensdauer der radioaktiven Beimengungen beträgt. Glücklicherweise hat das hauptsächlich in Betracht kommende Gas, das radioaktive Argon-Isotop A 41, eine Halbwertszeit von nur 1,82 h. Es entsteht aus dem natürlichen Argon durch Neutronen-Einfang. Dagegen spielen die Isotope N 16 und O 19 keine wesentliche Rolle, da ihre Halbwertszeit 7,4 bzw. 29 sec beträgt. Gelingt es, den Argon-Anteil wesentlich länger als 2 h von jedem biologischen Kontakt fernzuhalten, dann ist keine Schädigung mehr zu befürchten. Leider ist es nicht ganz einfach, die entsprechende Schwebezeit oder eine große Verdünnung zu realisieren, wenn erhebliche Argon-Mengen anfallen. Hierzu bedarf es der Berücksichtigung des Verhaltens der Schornstein-Abgase unter den verschiedenen meteorologischen Bedingungen*). Es ist zu beachten, daß die Erzeugung lokaler Luftwirbel vermieden wird, d. h. man muß bei der Geländeauswahl schon auf diesen Punkt Rücksicht nehmen. Es wäre z. B. falsch, den Reaktor, d. h. seinen Schornstein in einem Tal aufzustellen, in dem durch einseitige Sonnenbestrahlung einer Bergwand der in Abb. 6.4 gezeigte Luftwirbel entstehen kann. Ferner sollte beim Bau der Station darauf geachtet werden, daß nicht etwa die Gebäude selbst solche Luftwirbel gerade dort erzeugen, wo der Schornstein steht (siehe Abb. 6.5). Da nun Mittel-Europa keine Wüsten oder abgelegenen Gegenden für die Reaktor-Aufstellung zur Verfügung hat, wie andere Kontinente, und da es sich ferner schon aus psychologischen Gründen und wegen möglicher Haftungsforderungen nicht empfiehlt, einen Reaktor innerhalb reinen Acker- oder Weidelandes zu errichten, wird man vorzugsweise Waldgelände für den Bau größerer Reaktoren vorsehen. Ist dieser Wald gleichmäßig bestanden, so ist er vom Standpunkt der Vermeidung schädlicher Windwirbel besonders günstig. Allerdings darf man dann nicht etwa durch Anlegen einer

*) Für die im einzelnen festzustellenden meteorologischen Daten siehe unten: Fragebogen zur Mikrometeorologie.

womöglich gradlinigen Zufahrtsstraße in der Hauptwindrichtung alles verderben. Auch sollten die Gebäude nach Möglichkeit nicht oder nur wenig über dem Wald herausragen. Kann man diesen Zustand erreichen, so ist schon viel für die günstige Wahl des Standortes geschehen. Selbstverständlich sollte die Lage der Station bei den in Mitteleuropa vorherrschenden Westwinden immer östlich jeder größeren Siedlung gewählt werden, soweit

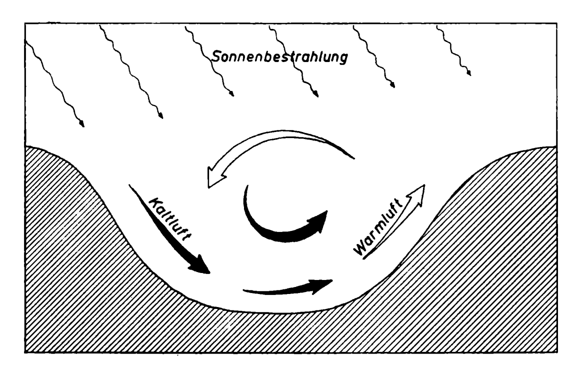


Abb. 6.4. Luftwirbel im Tal.

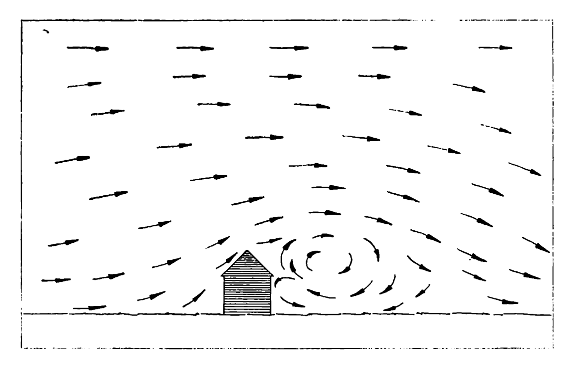


Abb. 6.5. Luftwirbel an Gebäuden.

sich dies bei der dichten Besiedlung erreichen läßt. Auf keinen Fall sollten in der Hauptwindrichtung hinter dem Reaktor Filmfabriken, photographische Ateliers od. dgl. liegen, denn diese werden am meisten von der Luft-Radioaktivität betroffen. Das radioaktive Argon beispielsweise wird nicht von den Luftfiltern zurückgehalten, die solche Filmfabriken bei der Belüftung ihrer Anlagen ohnehin vorsehen.

Wenn durch diese und ähnliche Überlegungen der geeignete Platz für den Schornstein festgestellt ist, muß die Schornsteinhöhe bestimmt werden. Hierfür sind die Bedingungen des Mikroklimas des Geländes zu studieren.

Wie Abb. 6.6 veranschaulicht, nehmen die Abgase eines Schornsteins einen ganz verschiedenen Weg je nach dem örtlichen Temperaturgefälle zwischen Erdboden und Schornstein-Ausgang. Auf der linken Seite der Abb. 6.6 ist der jeweilige Temperatur-Verlauf mit der Höhe eingetragen. Die gestrichelte Linie gibt den adiabatischen Temperaturabfall trockener Luft an (1 °C auf 100 m); hierbei wird dem betrachteten Luftvolumen weder Wärme zu- noch von ihm abgeführt. Die günstigsten Bedingungen zeitigt Fall 3

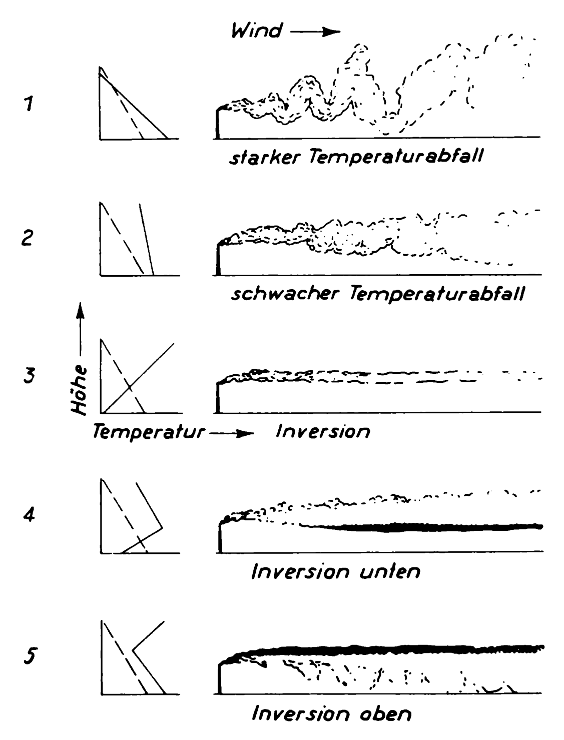


Abb. 6.6. Schornsteinabgase bei verschiedener Vertikal-Stabilität. (Temperaturgradient).

mit umgekehrtem Temperaturgang (Inversion). Fall 1 mit zu starker Temperatur-Abnahme mit der Höhe ist häufig und ungünstig. Ungünstig ist auch teilweise Inversion (Fall 4 und 5); jedoch kann Fall 4 günstig wirken, wenn die Inversion nicht zu stark ist. Der Fall 5 kann nach den Erfahrungen von Brookhaven die 20fache Konzentration des Normalen mit sich bringen. Man hat also diesem Fall besondere Aufmerksamkeit zu widmen und bei großer Häufigkeit eine entsprechende Sicherheit einzuplanen. Fall 2 dürfte der häufigste Fall bei wolkigem Wetter sein, auf diesen Fall sind die Normal-Parameter der folgenden Theorie zugeschnitten.

Die theoretische Erfassung der Verdünnung der Schornsteinabgase stammt von *O. G. Sutton*. Hiernach hat die Konzentration der Abgase am Erdboden den Verlauf gemäß Abb. 6.7. Die Entfernung des Maximums vom Fußpunkt des Schornsteins ist angenähert proportional der Schornsteinhöhe; die maximale Konzentration an dieser Stelle ist umgekehrt proportional zum Quadrat der Schornsteinhöhe. Die genauen Formeln sind folgende:

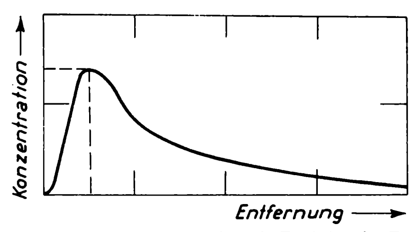


Abb. 6.7. Bodenkonzentration als Funktion der Entfernung vom Schornstein.

Abstand des Maximums: $d = (h^2/C^2)^{1/(2-n)}$ (in m)

maximale Konzentration*): $k = 2\,Q/e\pi\,\bar{u}\,h^2$ (in g/m^3)

Hier bedeutet h die Schornsteinhöhe in m, $\bar{u}$ die mittlere Windgeschwindigkeit in m/sec am Schornsteinausgang; Q ist der Ausfluß aus dem Schornstein in g/sec; e und π sind die bekannten Zahlen; n ist der Turbulenzparameter oder Stabilitäts-Index der Windströmung ($0 < n < 1$); C ist der Diffusionskoeffizient der Strömung ($10^{-3} < C^2 < 50 \cdot 10^{-3}$). Die von *Sutton* benutzten Werte für n und C^2 in Abhängigkeit von der Schornsteinhöhe gibt Tab. 6.7. Im hügeligen Gelände von Oak Ridge rechnet man mit

Temperaturgradient	n	C^2 in $[m^n]$			
starker Abfall, ähnlich Fall 1 in Abb. 6.6	0,20	0,043	0,030	0,024	0,015
fast kein Abfall, ähnlich Fall 2 in Abb. 6.6	0,25	0,014	0,010	0,008	0,008
starke Inversion, ähnlich Fall 3 in Abb. 6.6	0,50	0,004	0,003	0,002	0,001
	Schornsteinhöhe in (m)	25	50	75	100

Tab. 6.7. Parameter n und C^2 der *Sutton*-Formeln für verschiedene Schornsteinhöhen und Temperatur — Höhengradienten.

größeren n-Werten als dieser Tabelle entspricht ($n = 0{,}3$ bis $0{,}7$). In einem extrem gleichförmigen Gelände mit gleichmäßiger Windströmung, beim MTR auf der 1600 m hoch gelegenen, von Gebirgen in großer Entfernung umschlossenen Ebene nahe Idaho Falls wurde für $\bar{u} = 6{,}2$ m/sec, $n = 0{,}37$ und $C^2 = 10^{-3}$ bestimmt. Praktische Werte für d und k gibt Tab. 6.8. Bei der Beurteilung der so angegebenen Verdünnung in bezug auf Radioaktivität ist die Transportzeit bzw. das Abklingen der Radioaktivität wäh-

*) Nach *C. H. Bosanquet* und *I. L. Pearson*.

rend dieser Zeit zu berücksichtigen. Die Werte von k sind zu diesem Zweck mit dem Faktor exp(— 0,693 t/T) zu multiplizieren. Hier bedeutet T die Halbwertszeit und t die Zeit, die das betrachtete Gasvolumen von der radioaktiven Vergiftung an unterwegs war, also $t > d/\bar{u}$. Eine weitere Korrektur erfahren diese Werte durch abzuschätzende Sicherheitsfaktoren*).

$Q = 1$ g/sec $\bar{u} = 1$ m/sec

Schornsteinhöhe m	d m	k mg/m³
10	158	1,34
25	439	0,375
50	1224	0,094
75	2350	0,042
100	4070	0,023

Tab. 6.8. Konzentration als Funktion des Abstandes vom Schornstein.

Die übliche Schornsteinhöhe liegt bei 75 bis 100 m; der obere Durchmesser bei 3 m. Es kann nützlich sein, den Schornstein für zwei Kamine auszubauen, u. a. wenn Entzündung der Abgase bei ihrer Mischung zu befürchten ist (im Falle starker Wasserstoff-Produktion im Laboratorium).

Vielfach wird zur Verbesserung der Schornsteinwirkung unten Luft in den Schornstein geblasen. Dies empfiehlt sich aber nur, wenn diese reine Zusatzluft zur besseren Verdünnung nicht kälter ist als die Abgase. Mit Vorteil wird die Zusatzluft im Schornstein benutzt, wenn man geschlossene Kühlstromkreise im Reaktor verwendet und den zweiten Kühlstromkreis statt in einem Kühlturm mit Luft kühlt, die durch Ventilatoren an entsprechenden Wärmeaustauschern vorbeigeblasen wird. Diese erwähnte Kühlluft wird zur Verdünnung und zur Verbesserung der wirksamen Schornsteinhöhe in den Schornstein geblasen. Im Einzelfall bedarf die Ermittlung der Schornsteinhöhe und die Kombination mit dem Kühlsystem sorgfältiger Planung, bei der auch die Betriebskosten zu berücksichtigen sind.

Die praktischen Ergebnisse des angedeuteten Verfahrens gehen aus Tab. 6.9 hervor, in der die Beobachtungen in Brookhaven den Berechnungen von *I. A. Singer***) gegenübergestellt wird. Wie man sieht, ist bei richtiger Kenntnis der Parameter eine gute Vorausberechnung möglich.

Die Zahlenwerte zeigen, daß in 6 km Entfernung vom Schornstein die Dosis den hundertsten Teil der für Reaktor-Personal üblichen Dosis von 8 mr beträgt, in 1 km Abstand etwa den fünfzigsten Teil. Die bestimmte Dosis kann als ungefährlich betrachtet werden.

In Brookhaven ist das nächste Haus etwa $2^3/_4$ km vom Reaktor entfernt; die nächste Siedlung liegt über 5 km entfernt (850 Einwohner);

---

*) Als zulässige Aktivität in Luft gelten für β- oder γ-Strahler: 10^{-9} μ C/cm³, für α-Strahler $5 \cdot 10^{-12}$ μ C/cm³.

*) *I. A. Singer:* A Comparison of computed and measured ground-level dose rates from radioargon emitted by the Brookhaven reactor stack, Mai 1954.

Entfernung vom Schornstein in m	mittlere Wochendosis in mr	
	berechnet	gemessen
630	0,26	0,26
1030	0,15	0,12
1710	0,13	0,14
1770	0,16	0,08
2135	0,15	0,11
3515	0,09	0,11
6025	0,05	0,06
9440	0,02	0,02

Tab. 6.9. Strahlungsdosis in Brookhaven.

die nächste größere Siedlung (2200 Einwohner) hat über 6,5 km Abstand. Das Brookhaven-Gelände umfaßt 1500 Hektar. In Deutschland sind bisher Gelände von etwa $^1/_{10}$ oder weniger dieser Fläche in Betracht gezogen; für einzelne Forschungsreaktoren mit ausreichender Abdichtung und Abschirmung dürfte diese Geländegröße genügen; für Reaktoren größerer Leistung kann eine Beurteilung nur stattfinden, wenn das Mikro-Klima untersucht und die Schornsteinhöhe sowie die zu erwartenden Abgase bestimmt sind.

Abwässer

Bei der Behandlung radioaktiver Abwässer folgt man den gleichen Prinzipien wie bei der Gasbehandlung: aufspeichern oder verdünnen. Die Abwässer sind mengenmäßig schwerer zu bewältigen als die Ventilation. Bei großen Anlagen ist der Anfall der meist unvergifteten sanitären Abwässer erheblich, sie bieten die gein ausgenutzte Möglichkeit zur Verdünnung. Da dieses Mittel durchaus nicht immer ausreicht, um einen niedrigen Strahlungspegel der Abwässer zu garantieren, muß man außerdem die Abwässer nach dem Grade ihrer Gefährlichkeit sortieren, sie in Wartetanks aufheben bis die Radioaktivität entsprechend abgeklungen ist, und in schweren Fällen zum Eindampfen und Sonderbehandlung der dann festen Abfälle übergehen. Letzten Endes läuft jede Abwasser-Behandlung darauf hinaus, schwach radioaktives Wasser mit inaktivem Wasser zu vermischen, so daß es im Prinzip nur darauf ankommt, welche Aktivität man in der dann als ungefährlich betrachteten Mischung zulassen will oder darf. Dabei wird als selbstverständlich angesehen, daß als Träger der Radioaktivität nicht gerade solche Atome in größerer Menge vorhanden sind, die im menschlichen Körper zurückgehalten werden oder die im pflanzlichen bzw. tierischen Organismus sich anreichern und dadurch auch für den Menschen indirekt gefährlich werden können. Der zitierte Bericht der amerikanischen Akademie erwähnt diese Gefahr der biologischen Anreicherung*) im Meer-

*) Siehe auch *H. L. Rosenthal*, Uptake and turnover of Calcium-45 by the guppy, Science **124**, 3222, 571 (1956), *J. L. Kulp*, *H. R. Eckelmann* und *A. R. Schulert*, Strontium 90 in Man, Science **125**, 3241, 219 (1957).

wasser. Wegen dieser noch wenig erforschten Zusammenhänge ist es schwer, einen Grenzwert der zulässigen Wasseraktivität anzuzeigen. Das amerikanische Gesundheitsministerium will bei einem Verbrauch über einen Monat 10^{-3} μC je cm^3 zulassen, allerdings nur in der Gefahrenzeit eines Atomkrieges. Eine der stärksten radioaktiven Quellen Europas, die Gasteiner Quelle, enthält eine Radioaktivität von 1 bis $2 \cdot 10^{-5}$ μC je cm^3; diese Quelle wird zu Kurzwecken getrunken. Die Abwässer der Laboratorien von Oak Ridge gehen nach Reinigung in einen Fluß; abwärts von dem Einlaß der Abwässer ist die Aktivität des nunmehr vermischten Wassers nicht größer als 10^{-7} μC je cm^3. Das Trinkwasser von New York soll $5 \cdot 10^{-10}$ μC je cm^3 aufweisen. Aus dem Vergleich dieser Zahlen kann man schließen, daß 10^{-7} $\mu C/cm^3$ ein vorsichtig bemessener Wert*) ist, besonders wenn, wie im Falle von Oak Ridge, das Flußwasser noch eine längere Strecke zurückzulegen hat, ehe es größere Siedlungen berührt. In Brookhaven gilt als zulässiger Durchschnitt vor der Vermischung $3 \cdot 10^{-6}$ $\mu C/cm^3$; dabei wurde bei den Lebewesen im Abfluß (an Fröschen) keine bemerkbare Anreicherung der Radioaktivität festgestellt; anders bei Diatomeen im Abwasser der Hanford Works.

Nach Bestimmung einer derartigen Ausgangstoleranz für die Abwässer hat man sich einer ebenso wichtigen Arbeit am Abwasser-Einlauf zu widmen. Es wurde bereits gesagt, daß die Abwässer je nach ihrer Aktivität gesondert zu behandeln sind. Dies setzt eine erhebliche Selbstdisziplin aller Mitarbeiter voraus. Durch Unterweisung und Überwachung muß dahin gewirkt werden, daß Toiletten und Handwaschbecken nicht zur Beseitigung von Labor-Abfällen benutzt werden. Es darf kein radioaktives Experiment begonnen werden, bevor nicht Klarheit über die Behandlung der Abfälle besteht. Kleine Abfälle werden in den Laboratorien in dafür bestimmte Behälter getan, die mit einer Kennzeichnung der Art und der Gefährlichkeit des Abfalls zu versehen sind. Die Ausgüsse der „heißen" Laboratorien werden einem besonderen Tank zugeführt. Davon getrennt wird der Abfluß aus dem Reaktor-Gebäude und ebenfalls gesondert behandelt ein evtl. vorhandener Kühlwasserabfluß aus dem Reaktor. Eine Einzelbehandlung soll auch die Wäscherei erfahren, die in größeren Anlagen für die Reinigung vergifteter Laborkleidung zweckmäßig ist.

Die Abwässer aller Toiletten werden wie üblich zusammengefaßt, sie durchlaufen die normalen Zerkleinerungsmaschinen und Rechenanlagen bzw. Absatzbecken mit Abstreifern und werden am besten einer biologisch arbeitenden Kläranlage zugeführt (*Imhoff*-Tank oder Tropfkörper). Danach erfolgt das ebenfalls bekannte Sandfilter, an welches sich eine Bechlorungsanlage anschließen kann, ehe das nunmehr klare und geruchlose Abwasser das Gelände verläßt. In diesem normalen Ablauf sind verschiedene Prüfstellen für laufende Überwachung der Radioaktivität einzuschalten. Die

*) nach *B. Rajewsky* Radiumgehalt von Leitungswasser 1 bis $2 \cdot 10^{-4}$ $\mu C/cm^3$, von Quellwasser $6 \cdot 10^{-3}$ $\mu C/cm^3$, von Nahrungsmitteln 10^{-6} $\mu C/g$

erste Überwachung liegt hinter dem biologischen Tank. Bei der Proben-Entnahme ist die variable Durchflußgeschwindigkeit zu berücksichtigen, was durch Formgebung des Schöpflöffels in Verbindung mit einem Staugefäß geschieht. Zwischen den biologischen Tank und die Sandfilter wird ein Wartetank (z. B. 1 000 bis 3 000 Hektoliter) geschaltet, der die Wassermenge von etwa 1 bis 2 Stunden aufnehmen kann. Es ist zweckmäßig, Reserve-Tanks (etwa 4) vorzusehen, um bei unerwartet auftretender Radioaktivität einen Teil des Abwassers zurückzuhalten. Erst von diesem Wartetank geht das Abwasser zu den Sandfiltern. Nach den bisherigen Erfahrung wird etwa 90% der im Abwasser enthaltenen Aktivität von den oberen Sandschichten zurückgehalten. Da die Filterfläche sehr groß ist (etwa 4 000 qm), verteilt sich die abgefilterte Radioaktivität; bisher wurde an solchen Stellen noch keine gefährliche Dosis beobachtet, selbst wenn der Sand nicht ausgewechselt wurde. Je nach der anfallenden Wassermenge benötigt man mehrere Sandfilter, etwa 4 Stück für 10 bis 15 000 Hektoliter täglich. Für die Kläranlage hat man also einen nicht unerheblichen Platzbedarf, natürlich nur bei größeren Reaktorstationen und Laboratorien mit viel Personal. Der Abfluß aus den Sandfiltern wird gesammelt und über eine weitere Kontrollstelle für Aktivitäts-Messung geleitet. Bei richtiger Bemessung der Warte- und Durchlaufzeiten muß ein erheblicher Abfall der Aktivität hier im Vergleich zur ersten Prüfstelle vorhanden sein.

Diese Aktivität stammt nun nicht aus dem sanitären Abwasser, da keine radioaktiven Abfälle über die Toiletten fortgeleitet werden sollen und da auch keine strahlungskranken Personen beschäftigt werden, deren Ausscheidungen radioaktiv sein könnten. Die Radioaktivität der Abwässer darf nur durch beabsichtigte Beimengung der Abfälle aus heißen Laboratorien entstehen; zu diesem Zweck werden alle Laboratorien mit gefährlichen Abfällen, wie z. B. Chemie, Biologie, etwa vorhandene Beschleuniger, jedes Reaktor-Gebäude, medizinische Institute, Kliniken (diese einschl. der sanitären Abwässer) die Wäscherei an besondere Wartetanks angeschlossen. Eine Größe von 200 bis 250 Hektolitern wird in Brookhaven als praktisch angesehen; in Argonne werden kleine Tanks von etwa 70 Hektolitern benutzt. Die Größe ist von Fall zu Fall zu bestimmen. Sie hängt auch mit der Anordnung und Zahl der zu versorgenden Gebäude zusammen. Große Tanks wird man versuchen, an einer Stelle zu zentralisieren. Kleine Tanks kann man mit Hilfe von Tankwagen entleeren. Jeder dieser Tanks muß nämlich laufend durch Probeentnahmen auf Radioaktivität geprüft werden. Zweckmäßig sind Doppeltanks, um eine Wartezeit zum Abklingen der Radioaktivität einschalten zu können. Die Tanks können unbedenklich in das allgemeine System entleert werden, sobald ihre Aktivität den vorher festgelegten Grenzwert (z. B. $3 \cdot 10^{-6}$ $\mu C/cm^3$) unterschreitet und sie keine für die biologische Anreicherung gefährlichen Stoffe enthalten. Wegen der nachfolgenden Ableitung in das Flußwasser soll der pH-Wert nicht zu niedrig sein, nicht kleiner als 5,5; die biologischen Filter erfordern ein pH von 7,0. Da die

meisten Laboratoriums-Abfälle säurehaltig sind, müssen die Abwässer der Wartetanks eine Neutralisation erhalten, ehe sie dem allgemeinen Wartetank zugeführt werden.

Tanks, die eine zu hohe Radioaktivität haben, müssen die erwähnte Sonderbehandlung erfahren; wenn nach der Art ihrer Vergiftung die Wartezeit nicht genügt. In der Mehrzahl der Fälle erfolgt die Behandlung mit einem Ionen-Austauscher *). Falls dies nicht ausreicht, muß man zum Eindampfen übergehen. Erfahrungsgemäß bleibt der größte Teil der Radioaktivität dabei im festen Rückstand; es entweicht nur wenig mit dem Dampf, der deshalb nach Kondensation dem allgemeinen Abfluß zugeführt werden kann. Die festen Rückstände sind gesondert zu bearbeiten. Hiervon handelt der nächste Abschnitt.

Abfälle in festem Zustand

Die Sicherstellung der festen Abfallstoffe ist weitaus die schwerste Aufgabe. Die Methode des Verdünnens ist nicht anwendbar. Oft sind es auch langlebige Substanzen, die zudem dem biologischen Kreislauf der Natur nicht preisgegeben werden dürfen. Es bleibt daher nur Verwahrung als Schutzmaßnahme übrig. Das sicherste ist Verwahrung in geschlossenen Behältern an Orten, wo die Strahlung nicht stört. Man hat daher anfänglich diesen Abfall in verlassene Bergwerke gebracht und dort sich selbst überlassen. Es ist zweckmäßig, den Abfall — sofern angängig — chemisch und nach der Lebensdauer zu sortieren, z. B. Halbwertszeit länger als 50 Tage, länger als 5 Jahre. In USA hat sich die Einschließung der festen Abfälle in Beton-Trommeln eingeführt. Man wartet bis eine gewisse Menge zusammengekommen ist. Bis dahin werden die Abfälle in Gefäßen in einen tiefen Wasserbecken (Swimming Pool) aufgewahrt, oder in offenen Zementgruben (auf freiem Feld und gegen Niederschläge geschützt). Zur Verpakkung werden Blechtonnen — etwa die bekannten Teertonnen — zur Hälfte mit einer Betonmischung gefüllt, in der Mitte wird eine Öffnung ausgespart durch einen eingedrückten Kunststoff-Behälter. Dann wird mit langen Werkzeugen die radioaktive Substanz in diesen Behälter gefüllt und alles mit Betonmischung verschlossen. Diese Operationen sind fast vollständig automatisiert, sie finden am besten auf freiem Felde statt, die Arbeiter tragen Gummischuhe, Gesichtsmasken und Schutzanzüge. Diese Tonnen werden auf freiem Felde aufbewahrt. Man hat durch einen Zaun für Absperrung zu sorgen, die Umzäunung muß genügend groß sein, um die Streu-Strahlung nicht schädlich wirken zu lassen. Die Trommeln werden später mittels Kran verladen, mit Auto und per Schiff versandt. In einem Falle wurden 660 Trommeln verschickt, die zusammen eine Aktivität von 700 C hatten. Die stärkste Dosis, die einer der Begleitpersonen während 5tägiger Seereise empfing, war dabei nur 150 mr.

*) *H. Gladys Swope* Removal of radioactivity by Ion-Exchange, Purdue University-Extension Series No 87, Mai 1954, S. 118.

Die Weiterbehandlung dieser Betontrommeln ist allerdings sehr umstritten. Man hat einen Teil von ihnen etwa 50 Meilen auf den Atlantik gefahren und dort versenkt*). Das ist so lange ungefährlich, als die Lebensdauer der eingeschlossenen Produkte kürzer ist als die Zeit, in der das Seewasser den Beton zersetzt, oder kürzer als die Zeit, die vermutlich nötig ist, um das Oberflächenwasser mit der Tiefsee auszutauschen. Hierfür rechnet man etwa 150 Jahre; im Schwarzen Meer ist diese Austauschzeit länger (250 Jahre) Aber für sehr langlebige Stoffe, deren Halbwertszeit nach 10000 Jahren rechnet, ist die Versenkung keine zulässige Methode. Bei genügender Beanspruchung reicht auch die Verdünnung im Ozean nicht aus, um gefährliche Stoffe wirkungslos zu machen. Als ideal werden Verfahren bezeichnet, bei denen der radioaktive Körper so mit einer Trägersubstanz vermischt und evtl. zusammengesintert wird**), daß der ganze Mischkörper als solcher oder nur vermöge einer glasierten Oberfläche nicht mehr wasserlöslich ist. Derartige radioaktive Ziegel könnte man für verschiedene Zwecke nützlich verwenden, z. B. für Desinfektion, zur Nahrungsmittel-Sterilisation, evtl. auch zur Wärmeerzeugung in Heißwasser-Bereitern usw. Diese Entwicklung ist noch im Fluß, sie ist aber aussichtsreicher als Vergraben oder Versenken. Vor dem schlichten Vergraben kann nicht nachdrücklich genug gewarnt werden. Es ist zwar in Oak Ridge ein gelungener Versuch dieser Art angestellt worden, der aber nur deshalb positiv ausging, weil die wasserlöslichen biologisch gefährlichen Stoffe (Sr 90 und Cs 137) vorher extrahiert wurden und weil die relative Trockenheit des Geländes und der lange Weg (ca. 100 m) des Sickerwassers von der abgedichteten Vergrabungsstelle bis zum Grundwasser einen sehr langsamen Abbau der vergrabenen Stoffe begünstigen. Der Erdboden wirkt als Ionenaustauscher; es handelte sich außerdem um schwache Strahler 250 $\mu C/cm^3$.

Die Abfälle der britischen Plutonium-Meiler in Windscale werden 2 Meilen weit in die See geleitet. Die Beobachtungen an Fischen zeigen eine mittlere Aktivität je Gramm von $4 \cdot 10^{-7}$ μC für Plutonium 239, von $2 \cdot 10^{-7}$ μC für Strontium 90. Im Seesand am Strand wurden β-Strahler mit $3 \cdot 10^{-5}$ μC je Gramm festgestellt. Der englische Bericht***) kommt zu dem Schluß, daß diese Konzentration ungefährlich sei, da diese Werte noch unter dem zulässigen Niveau liegen. Im Sinne des zu Beginn dieses Kapitels zitierten Sprichwortes kann man nicht beipflichten. Wenn aller radioaktiver Abfall der Welt in Zukunft in dieser Weise in die Meere geleitet würde, müßten die langlebigen Strahler sich gefährlich anreichern.

Die Schwierigkeit, die Menge der in Zukunft zu erwartenden Radioaktivität zu meistern, wird von verschiedenen Autoren behandelt, die alle ungefähr die gleiche Annahme machen, daß der wahrscheinliche Verbrauch an

---

*) Eine Variante hiervon ist der Gedanke von *B. Philberth*, die Abfälle an den Erdpolen einzuschmelzen: Atomkern Energie 11/12, 396 (1956).

**) Siehe hierzu die Arbeiten von *E. G. Struxness* und seiner Mitarbeiter in Oak Ridge: bei einer Zusammendrängung von 7000 C/l werden Temperaturen von 900 °C und Selbst-Sinterung erwartet.

***) *P. V. Danckwerts*, Fission product disposal from Windscale, Nucl. Eng. **1**, 1, 25 (1956).

Kernbrennstoff auf der Erde etwa 1000 t jährlich sein kann. Dann wird die gleiche Menge an Spaltprodukten erzeugt. Mit dieser Annahme lassen sich die erzeugten Isotope berechnen. Dies ist in Tab. 6.10 geschehen*) unter der weiteren Annahme, daß die Isotopenproduktion 50 Jahre unverändert fortgesetzt würde. Die Strontium-Situation ist die schwierigste; man würde 5% des Volumens aller Meere brauchen, um die erzeugte Menge zur Unge-

Isotope	angesammelte Aktivität in 50 Jahren in Curie	zulässige Konzentration¹) in		notwendiges Verdünnungs-Volumen	
		Wasser in μC/cm³	Luft in μC/cm³	Wasser in km³	Luft in km³
Zr 95	$1{,}3 \cdot 10^{11}$	0,4	$8 \cdot 10^{-8}$	$3{,}3 \cdot 10^{2}$	$1{,}6 \cdot 10^{9}$
Ce 144	$1{,}1 \cdot 10^{11}$	$8 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$1{,}4 \cdot 10^{4}$	$5{,}5 \cdot 10^{10}$
Sr 90	$8{,}6 \cdot 10^{10}$	$8 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-10}$	$1{,}1 \cdot 10^{8}$	$4{,}3 \cdot 10^{11}$
Cs 137	$8{,}1 \cdot 10^{10}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$4{,}1 \cdot 10^{4}$	$4{,}1 \cdot 10^{8}$
Pu 239	$2{,}8 \cdot 10^{6}$ ²)	$6 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-12}$	$4{,}7 \cdot 10^{2}$	$1{,}4 \cdot 10^{9}$

Tab. 6.10. Ansammlung langlebiger Isotope in 50 Jahren bei täglichem Verbrauch von 3 t Kern-Brennstoff. 1) nach Radiological Health Handbook, 1956, 2) nur der Verlust von 0,1% bei der Verarbeitung.

fährlichkeit zu verdünnen. Aber auch wenn man Sr 90 und Cs 137 vorher abscheiden würde, bleibt ²/₃ der Gesamt-Aktivität von $5 \cdot 10^{11}$ C übrig; außerdem müßte man diese gefährlichen Isotope fast vollständig abtrennen Sr (zu 10^{-5}%), um nicht Wartezeiten für das Abklingen von über einem Menschenalter zu haben. Das sicherste Verfahren besteht z. Zt. darin, alle extrem radioaktiven Abfälle möglichst zu verdichten, und sie geschützt vor Feuchtigkeit so aufzuheben, daß man die Übersicht behält.

Beton als Strahlenschutz

Das Thema Strahlenschutz durch Beton**) soll wegen seiner im wahren Sinne des Wortes fundamentalen Bedeutung gesondert betrachtet werden. Während man im Swimming Pool Reaktor die Abschirmung in der Hauptsache durch eine starke Wasserschicht bewirkt, wird für die meisten anderen Reaktoren Beton als zweckmäßiges Abschirm-Medium verwendet. Es kommen Schutzwände von 2,5 bis 3,5 m Stärke in Frage bei Ausführung in Schwerbeton, bei Normalbeton bis 5 m. Der Beton muß dabei der Erwärmung und der zerstörenden Strahlung Widerstand leisten. Er muß absolut strahlungsdicht bleiben und darf keine Risse bekommen. Der Beton muß die Einbauten (Experimentier-Kanäle, Kontrollöffnungen usw.) strahlungsdicht abschließen; er muß nicht nur sein eigenes Gewicht tragen, sondern soll auch als Baukonstruktion verwendet werden. Schließlich sind schwierige Konstruktionsformen zu erstellen, die nicht von allen Betonie-

*) Die Tabelle und die folgende Bemerkung nach *W. A. Rodger:* The handling of radioactive wastes — past, present and future, Nat. Indu. Conf. Board, Okt. 1955, New York City.

) Die beste Zusammenstellung in deutscher Sprache der amerikanischen Erfahrungen findet man bei *Th. Jaeger*, Beton für Strahlenschutz, Bauplanung und Bautechnik **10, 6, 221 (1956); eine lesenswerte Einführung gibt *G. C. Laurence*, Shielding for Reactors, British Journ. of Appl. Physics Suppl. 5, Seite S 54, Juli 1956; das Standardwerk ist: Reactor Shielding Design Manual, herausgegeben von *Th. Rockwell* III, Verlag McGraw Hill (1956).

rungsverfahren ohne Lunker u. dergl. bewältigt werden. An Maßhaltigkeit und Vorausbestimmung des Schwundes werden hohe Anforderungen gestellt (in Calder Hall: max. 3—5 mm Abweichung vom Lot bei 26,5 m Höhe und 2,10 m Dicke).

Zur Erläuterung der Abschirmungsaufgabe mögen einige Zahlen dienen: Man nimmt an, daß die Gesamtmenge des bisher aus Erzen gewonnenen Radiums auf der Erde etwa 1000 Gramm beträgt, also 1000 Curie entspricht. Die radioaktive Strahlung im Innern eines dauernd in Betrieb befindlichen Reaktors hat einige Hundert Curie je Watt Reaktor-Leistung (Neutronen- und Gammastrahlung zusammen). Ein Forschungs-Reaktor von einigen MW entspricht rd. 10^9 Curie, also der millionenfachen Strahlung aller auf der Welt vorhandenen Radium-Präparate. Wäre eine solche Strahlungsquelle punktförmig konzentriert, so würde die Dosisleistung in 30 cm Abstand etwa 10^{10} r/h betragen. Um zu einer Dosis von etwa 1 mr/d zu kommen, muß eine Schwächung um den Faktor 10^{-12} eintreten. Die Sicherheitsabschirmung muß also erhebliches leisten. Ein längere Zeit in Betrieb gewesener Reaktor enthält einen Tag nach der Abschaltung Spaltprodukte mit einer Strahlung entsprechend 1 Curie je Watt; also ein Forschungs-Reaktor von 1 MW Leistung etwa 10^6 Curie, also noch immer den 1000sten Teil der Strahlung im Betriebszustand.

Die Strahlung aus einem Reaktor entstammt verschiedenen Quellen: den Spaltungs-Neutronen, den verzögerten Neutronen, den Gamma-Strahlen bei der Spaltung, den verzögerten Gamma-Strahlen aus den Spaltprodukten sowie aus Sekundär-Prozessen innerhalb und außerhalb des Reaktor-Kernes, in denen Gamma-Strahlen erzeugt werden bei Neutronen-Einfang, bei unelastischer Streuung schneller Neutronen und von aktivierten Materialien; schließlich kommt auch die Entstehung sogenannter Photo-Neutronen durch Gamma-Strahlung in Betracht (in D_2O und Beryllium). Sehr schnelle Neutronen (über 0,2 MeV) werden an schweren Elementen unelastisch gestreut, wobei sie schnell an Energie verlieren. Die weitere Verlangsamung geschieht durch elastische Stöße, hierfür sind leichte Elemente am günstigsten. Thermisch verlangsamte Neutronen werden von den meisten Elementen (ausgenommen die typischen Moderatoren) schnell absorbiert. Da in einem in Betrieb befindlichen Reaktor die Spaltungs-Neutronen (mit ihrem breiten Spektrum) die hauptsächliche Strahlungsquelle bilden, muß ein wirksamer Neutronen-Absorber so aufgebaut sein, daß sowohl schwere Elemente für die unelastische Streuung sowie genügend leichte für die Thermalisierung vorhanden sind. Unter den Gamma-Strahlen aus einem Reaktor dominieren die Spaltungs-Gamma-Strahlen (mittlere Energie etwa 2 MeV gegenüber 0,7 MeV für die verzögerten Gamma-Strahlen). Die Absorption der Gammastrahlen geschieht durch Paar-Erzeugung (oberhalb 6 MeV), im *Compton*-Effekt und (unterhalb 1 MeV) im Photo-Effekt. Alle diese Absorptions-Vorgänge*) sind um so häufiger, je schwerer das absorbierende

*) Eine genaue Diskussion muß nicht nur die verschiedenen Energiebereiche erfassen, sondern auch die durch Gamma-Absorption ausgelösten Folgeprozesse.

Element ist (Beispiel: Abschirmung durch Blei). Der Abschirmprozeß wird dadurch sehr erschwert, daß in der Abschirmung selbst durch die eingedrungenen Neutronen neue Gamma-Strahlen erzeugt werden. Man muß deshalb darauf sehen, daß die vorhandenen schnellen Neutronen schnell thermalisiert werden, damit die Einfangprozesse noch tief in der Abschirmung und nicht etwa an ihrer äußeren Oberfläche vor sich gehen. Hier liegt die Hauptschwierigkeit für die richtige Bemessung einer Abschirmung: Die Neutronen-Thermalisierung verlangt leichte, die Dämpfung der Gamma-Strahlen schwere Elemente. Die praktische Lösung wird durch Beimengungen zum Beton und durch reichliche Dimensionierung der Betondicke gesucht. Oft wird der Schirm in zwei Teilen gebaut: innen Normal-Beton, außen Schwer-Beton.

Hiermit sind aber noch nicht alle Anforderungen aufgestellt, die der Betonschutz zu erfüllen hat. Der Strahlungsschutz muß der vom Reaktorkern ausgehenden Hitze widerstehen. Ein normaler Beton aus Kiessand, Zement und Wasser dehydriert unter Wärmeeinfluß und bildet Risse. Man hilft sich zunächst durch Einfügen eines Wärmeschutzes zwischen Reaktor-Tank und Betonschutz. Hierfür wird ein 10—30 cm starker Eisenpanzer verwendet; bei dessen Konstruktion ist Rücksicht auf die auftretenden Materialspannungen zu nehmen, da der Wärmeschutz außen gekühlt wird und ein erhebliches Temperaturgefälle entsteht. Oft wird auch eine Wärme-Isolierschicht zusätzlich vorgesehen. Man hilft sich weiter durch die Auswahl der Zuschlagstoffe zum Zement; man nimmt solche, die eine möglichst geringe Wärmeausdehnung zeigen. Darüber hinaus sollen die Zuschlagstoffe die Strahlungsabsorption wesentlich unterstützen, aber selbst nicht strahlungsaktiv werden*).

Unter diesen Verhältnissen ist die Auswahl an möglichen Zuschlagstoffen relativ beschränkt, insbesondere wenn die Forderung nach Billigkeit und Verarbeitbarkeit berücksichtigt wird. Man setzt Eisen, Barium oder Bor zu. Ein Zusatz von Blei-Erzen scheidet aus, da diese nicht mit Zement binden. Eisen wird in der Form von Stanzabfällen oder als Limonit und Magnetit zugesetzt. Solche Stanz-Abfälle müssen entfettet werden, wenn sie binden sollen. Die Eisenerze sind vor der Verwendung aufzubereiten (Brechen, Sieben); bei der Betonherstellung muß wegen der verschiedenen Körnung intensiv gerüttelt werden (Spezialrüttler). Barium wird als Baryt oder Schwerspat zugesetzt; bei der Aufbereitung ist Vorsicht erforderlich, da das Material leicht spaltet; es wird meist nur in feiner Körnung verwendet. Bor wird in der Form von Colemanit zugesetzt. Bei der Mischung von Schwerbeton ist darauf zu achten, daß die üblichen Mischmaschinen nicht überlastet werden (Füllung reduzieren).

Auch bei der Auswahl der Zementsorten muß mit Sorgfalt vorgegangen werden. Bei starker Wärmebeanspruchung scheidet Portland-Zement aus (wegen Dehydrierung); empfohlen wird Tonerdeschmelzzement. Die Zu-

*) Die zur Porenabdichtung zweckmäßigen Anstriche für den Beton sind im Abschnitt „Forschungsreaktoren" erwähnt.

sätze zum Anmachwasser erfordern gleichfalls genaues Studium. Einesteils ist wasserhaltiger Beton erwünscht, wenn schnelle Neutronen moderiert werden sollen; anderenteils soll das Betongefüge möglichst dicht sein, also wenig Wasser enthalten, um die Gammastrahlung besser zu absorbieren; in gleichem Sinne wirkt eine Reduktion des Porenvolumens. Am günstigsten wirken Borverbindungen im Anmachwasser: es wird der Wassergehalt vermindert, Bor begünstigt die Neutronen-Absorption, außerdem wird die Abbindezeit des Betons verlängert. Lange Abbindezeiten (ohne Beeinträchtigung der Festigkeit) sind erwünscht, da meist die ganze Beton-Abschirmung in einem kontinuierlichen Arbeitsgang hergestellt werden muß.

Der Betonierungsvorgang als solcher bedarf laufender Kontrolle auf Lunker, gleichmäßige Verteilung der Zuschläge usw. Dies geschieht am besten durch laufende Messung der Strahlungsabsorption mittels einer Strahlungsquelle innerhalb des Schirmes und empfindlichen Anzeigegeräten außerhalb. Um die gleichförmige Packung zu kontrollieren, verwendet man auch Schallmeßgeräte.

Als gutes Mischungsrezept wird folgende Verteilung von Zement und Zuschlägen angegeben:

Magnetit	2774 kg/m³
Colemanit	297 kg/m³
Zement	333 kg/m³

Das Wasser/Zement-Verhältnis liegt (im Falle des MTR) bei 0,67.

Schließlich ist bei der Planung einer Reaktor-Abschirmung die Wirtschaftlichkeit zu erwägen. Ein Normalbeton erfordert große Wandstärken, und dadurch können die Gesamtkosten u. U. höher werden als bei Verwendung von relativ teuren Zuschlagstoffen, die eine Verminderung der Wandstärke und damit die Reduktion der Gesamtmasse zulassen.

Besondere Aufmerksamkeit ist dem Einbringen des Betons in die Form und der Festigkeit sowie Maßhaltigkeit dieser Form zu widmen. Auch ist darauf zu achten, daß keine Entmischung eintritt; daher kann Pumpbeton nur angewendet werden, solange die Zuschlagstoffe angenähert gleiches spezifisches Gewicht haben (nicht zu verwenden mit Stahl-Abfällen). In offenen Schalungen ist ein Puddel-Verfahren angewendet worden. Hierbei werden Mörtelschichten von 20—30 cm Dicke eingebracht, dann mit einer gleichmäßig dicken Schicht der Zuschlagstoffe bedeckt, z. B. Stanzabfällen. Diese schweren Zuschlagstoffe läßt man in den Mörtel einsinken (evtl. Hilfe durch Rütteln). Es muß aber sehr genau in bezug auf gleichmäßige Zusammensetzung des Mörtels und nach Zeitplan gearbeitet werden, um zu erreichen, daß die Zuschlagstoffe sich gleichmäßig verteilen. Die größte Sicherheit bezüglich Gleichförmigkeit gewährleistet das Prepakt-Verfahren, das u. a. am MTR angewendet wurde. Hierbei wird zunächst eine Schicht grober und evtl. auch feiner Zuschlagstoffe in die Schalung gebracht und durch Rütteln verfestigt. In dieser Weise können auch schwer zugängliche Formen (evtl. von Hand) gefüllt werden. Nach Aufbringen einer solchen Schicht

wird ein Spezial-Mörtel von unten her durch die Zuschlagstoffe hindurch hereingedrückt, wodurch alle Lücken ausgefüllt werden. Sodann werden die Pumpleitungen um die Schichtdicke nach oben gezogen, eine neue Schicht von Zuschlagstoffen wird eingebracht und erneut von unten her mit Mörtel ausgefüllt. Die Zusätze zum Mörtel werden von der Prepakt Concrete Company als „Alfesil“ und „Intrusion Aid“ bezeichnet, sie dienen der Schwundkontrolle und als Fließmittel. Ein ähnliches Mittel ist „Plastiment“ der Sika Chemical Corp.

Zum Abschluß noch eine Bemerkung über die Formgebung der Abschirmung. Bei einfachen kleineren Reaktoren wird man im allgemeinen den Beton-Schirm allseitig geschlossen halten (mit den notwendigen Betriebs- und Versuchsöffnungen). Aber schon die Ausnutzung der Gamma-Strahlung des flüssigen Brennstoffes in einem Water-Boiler macht eine unregelmäßige Formgebung der Abschirmung erforderlich z. B. Gamma-Bestrahlungskammer neben oder unter dem Reaktor. Bei großen Leistungsreaktoren hat man auch auf die Tatsache Rücksicht zu nehmen, daß bei abgeschaltetem Reaktor Reparaturen möglich sein sollen. Zu diesem Zweck unterteilt man die Abschirmung. Man schirmt den Reaktor-Kern nur auf dasjenige Niveau ab, das der Strahlungsintensität im ersten Kühlkreislauf zwischen Reaktor und erstem Wärmeaustauscher entspricht. Dieser ganze Kühlkreislauf einschließlich des Reaktor-Kerns mit seiner ersten Abschirmung wird dann von einer zweiten Abschirmung umgeben. Der Zwischenraum zwischen beiden Schirmen kann notfalls kurzzeitig betreten werden. Zur Erleichterung evtl. Reparaturen sieht man in diesem Zwischenraum noch besondere Schirmwände als Schattengeber vor, die besonders gefährliche Strahlungsquellen, z. B. den Reaktor-Kern, in bezug auf mögliche Reparatur-Stellen zusätzlich abdecken.

Fragebogen zur Mikro-Meteorologie

Für jede Reaktor-Station ist das Studium des Mikro-Klimas des Reaktor-Geländes eine Notwendigkeit. Wenn irgend möglich, sollte sich ein Meteorologe ständig der Vervollständigung und Überwachung der im nachstehenden Katalog*) aufgezeichneten Punkte widmen. Sowohl für die Auswahl des Geländes als auch bei schnellen Entschlüssen im Falle einer Strahlungsgefahr ist die Kenntnis dieser Daten dringend erforderlich.

I. Wie genau oder zuverlässig sind die folgenden Daten:
   a) in bezug auf Berichtszeit; wünschenswert ist ein Beobachtungszeitraum von 5 Jahren.
   b) in bezug auf die Lage der meteorologischen Beobachtungsstation, von der die Daten stammen, relativ zur Reaktor-Station. Wenn diese sich nicht auf dem Reaktor-Gelände befindet, sind Angaben über Verwendbarkeit oder Umrechnung für die Verhältnisse auf dem Reaktorgelände zu machen.

*) nach Meteorology and Atomic Energy.

II. Erforderliche Daten:

A. Wind

1. jährliche Verteilung von Richtung und Geschwindigkeit der Oberflächenwinde.
2. typische tägliche Variation.
3. typische jahreszeitliche Variation.
4. Veränderung von 1. bei Niederschlägen.
5. Veränderung von 1. bei stabilen und unstabilen Windverhältnissen.
6. typischer Unterschied zwischen Bodenwinden und Winden in höherer Lage, in Schornsteinhöhe usw.
7. Welchen Weg würde eine auf dem Gelände entstehende Gaswolke auf Grund der topographischen Geländebeschaffenheit nehmen?

B. Stabilität

1. Häufigkeitsverteilung stabiler und instabiler Windverhältnisse; jährliche, jahreszeitliche oder tägliche Wechsel.
2. Wie beeinflußt die topographische Lage die Stabilität (Täler, Küstenwinde, Aufwinde usw.)?
3. Wie lange dauert im Mittel und maximal ein Inversionszustand?

C. Niederschläge

1. Angabe der normalen Monats- und Jahreswerte sowie der bisher beobachteten Extrem-Werte.
2. Jahreszeitliche oder tägliche Variation.
3. Angabe wie zu 1 für Schneefall.
4. Maximale Niederschlagsmenge je Stunde, Tag usw.
5. mittlere Dauer der Niederschläge.
6. mittlere Pausenlänge zwischen Niederschlägen.

D. Unwetter

1. Möglichkeit für Überschwemmungen.
2. Stürme
3. Erdbeben
   (mittlere Häufigkeit, Stärke, Dauer)

E. Besonderheiten

1. Nebel*)
2. Staub
3. Wetterstürze
4. Industrie-Abgase

---

*) Als Beispiel für solche Besonderheiten sei auf die Wetterlage am 21./22. Jan. 1957 bei Frankfurt/Main verwiesen: Bei schwacher Luftströmung aus etwa westlicher Richtung war der Bodennebel derart beschaffen, daß die Abgase der westwärts der Stadt liegenden chemischen Fabriken im Nebel gespeichert wurden und eine viel beachtete Belästigung erzeugten.

F. Verfügbarkeit und Anwendungsmöglichkeit von Wettervorhersage

1. täglicher
2. langfristiger

Zur Prüfung der möglichen Auswirkung von angenommenen Reaktor-Unfällen sind folgende Punkte zu klären; es ist von einer möglichst ungünstigen Annahme auszugehen:

1. Welche meteorologischen Verhältnisse werden dem angenommenen Unfall zu Grunde gelegt? Welche Windgeschwindigkeit, welche Diffusionsparameter?
2. Um was für eine radioaktive Wolke kann es sich schlimmstenfalls handeln?

   a) woher kann die Wolke kommen?
   aus dem Schornstein
   aus Gebäude-Öffnungen
   aus zerstörten Gebäuden?

   b) wird es sich um eine (Explosions-) Wolke handeln oder um eine fortdauernde Strömung?

   c) Welche Radioaktivität kann im ungünstigsten Falle frei werden und von welchen Stoffen (Brennstoff, Spaltprodukt, andere bestrahlte Stoffe) wird sie ausgehen?

   d) physikalische Zusammensetzung der Strahlungswolke, ihre Anfangstemperatur, ihre mögliche Ausdehnung bis zum Druck- und Temperaturgleichgewicht mit der Atmosphäre.

   e) vermutliche Formänderungen der Wolke nach dem Unfall, ihre evtl. Steighöhe.

Die Organisation von Reaktor-Betrieben

Dieser Abschnitt ist fast der wichtigste dieses Buches, denn er befaßt sich mit einer Neuerung, die man in sonstigen technischen und wissenschaftlichen Betrieben nicht kennt. Betrachtet man den Reaktor als Neutronen-Fabrik oder als Wärmekessel nach der bisherigen Gepflogenheit der Betriebstechnik, so würde man sich mit den zu seinem Betrieb eingesetzten Betriebsingenieuren begnügen bzw. beim Forschungsreaktor würde man dem leitenden Wissenschaftler zugleich die Betriebsverantwortung übertragen. Dies ist aus zwei Gründen nicht möglich. Einmal ist die technische Komplikation und Spezialisierung bereits so weit getrieben, daß man für den Reaktor-Betrieb schlechthin ein Team erfahrener und ausgebildeter Ingenieure braucht, die mit der Aufgabe lediglich der Betriebsüberwachung so ausgelastet sind, daß sie daneben keine andere Aufgabe übernehmen

können. Und zum zweiten besteht an Reaktoren (wie auch an Beschleunigungsmaschinen und an Anlagen für Isotopen-Trennung u. dergl.) die neue Aufgabe der Strahlungsüberwachung einschließlich der Kontrolle der Abfall-Produkte. Man unterscheidet demzufolge vier Arbeitskategorien:

die Forschungsgruppe
die Betriebsgruppe
die Strahlungsüberwachung
die Abfall-Beseitigungs- und Entgiftungsgruppe.

Die beiden letzten Gruppen stehen in enger Beziehung zu einander und können notfalls in kleineren Betrieben vereinigt werden. Die drei ersten Gruppen aber sind streng in ihrer Verantwortlichkeit zu trennen und gegeneinander abzugrenzen. Die Strahlungsüberwachung (im Amerikanischen Health Physics genannt) spielt dabei die Rolle einer Gesundheitspolizei mit ausgeprägtem Vetorecht. Es darf kein Experiment, keine betriebliche Änderung vorgenommen werden, bevor nicht die Strahlungsüberwachung zugestimmt hat. Ferner kann eine evtl. vorhandene Forschungsgruppe kein Experiment ausführen lassen, ehe es nicht in allen Details von der Betriebsgruppe genehmigt ist. Dazu gehört auch eine Diskussion der Abfallbehandlung mit der vierten Gruppe. Es hat sich als zweckmäßig erwiesen, diese vier Gruppen parallel zueinander zu organisieren und nicht etwa die Herausstellung einer Gruppe als Führungsgruppe zu versuchen, von welcher Führungsgruppe dann die anderen abhängig gemacht würden. Alle vier Gruppen unterstehen direkt der Leitung des Reaktor-Unternehmens. Diese Gruppen sind in sich das Führungsteam des Reaktorbetriebes. Diese Art der Organisation ist wesentlich verschieden von der sonst üblichen Methode, physikalisch-technische Arbeit zu organisieren. Bisher pflegte man Forschungs- und Entwicklungsarbeit so zu organisieren, daß man dem betreffenden Wissenschaftler die notwendige Meßapparatur sowie evtl. Hilfspersonal zur Verfügung stellte, dann aber die Handhabung der Apparatur total in das Belieben dieses Experimentators stellte; dieses Verfahren kann schon um dessentwillen nicht am Reaktor angewendet werden, weil viel zu viel Personal gleichzeitig, wenn auch unter getrennter Verantwortung, zusammen wirken muß, um ein einziges Reaktor-Experiment zu Stande zu bringen. Da außerdem — wie wir gesehen haben — an jedem Forschungsreaktor eine Mehrzahl von Experimenten gleichzeitig laufen, ist schon die störungsfreie Koordinierung aller Experimente eine Arbeit für sich.

Um die Funktionen der erwähnten Arbeitsgruppen näher zu erläutern, sei der Ablauf eines bestimmten Versuchs in seinen wichtigsten Phasen verfolgt. Es sei angenommen, die Reaktor-Leitung habe einen bestimmten Untersuchungskanal des Reaktors einer Forschergruppe zur Verfügung gestellt, z. B. um eine umlaufende Brennstofflösung im Neutronenfeld zu prüfen. Das Einbringen dieser Lösung erhöht die Reaktivität des Reaktors (analog wie die Prüfung von Absorbern die Reaktivität mindern würde).

Diese Reaktivitäts-Änderung ist vorher zu berechnen oder abzuschätzen; es ist mit der Betriebsgruppe auszumachen, zu welchem Zeitpunkt und unter Anwendung welcher Vorsichtsmaßnahmen (Position der Kontrollstäbe, evtl. starkes Einschieben der Trimm-Stäbe; Versuchsbeginn evtl. erst bei Wiederanfahren des Reaktors nach der wöchentlichen Pause) der Versuch stattfinden kann. Sodann ist eine erhebliche mechanische Arbeit beim Bau eines geeigneten Einsatzes für den zur Verfügung gestellten Experimentier-Kanal zu leisten. Solche Einsätze sind mehrere Meter lang, denn sie müssen durch den biologischen Beton-Schirm bis ins Innere des Reaktors führen. Sie sind meist absatzweise konisch ausgebildet. (Siehe Abb. 3.24). An der Spitze tragen sie die eigentliche Apparatur. Bei ihrer Konstruktion ist auf die Erwärmung im Inneren des Reaktors sowie auf die beim Versuch selbst entstehende Wärme Rücksicht zu nehmen. Alle Teile sind solid zu fixieren. Gegebenenfalls muß für eine Zusatzkühlung der Apparatur gesorgt werden. In diesem Beispiel des Versuchs mit einer umlaufenden Brennstofflösung ist zu entscheiden, ob der Umlauf innerhalb des Einsatzes in dem Experimentierkanal vor sich gehen kann oder ob von außen gepumpt und gekühlt wird, in letzterem Fall ist außen eine besondere Strahlungsabschirmung notwendig. Sobald dieses Stadium der Versuchsvorbereitung erreicht ist, sollte die Strahlungsüberwachung eingeschaltet werden. Zusammen mit dieser und der Betriebsgruppe sind die möglichen Fehlerquellen des Experimentes und die dabei nach außen wirkende Strahlung zu diskutieren. Eine große Rolle spielt die mögliche Lageveränderung der wichtigsten Teile des Apparat-Aufbaues im Experimentier-Einsatz; z. B. infolge von Korrosion, Undichtigkeiten, Versagen der Kühlung usw., und die dadurch mögliche Reaktivitäts-Änderung, die keine unzulässig kleine Reaktorperiode bewirken darf. Den Abschluß solcher Diskussion bildet eine Art Abnahme des in „kaltem" Zustand vorgeführten betriebsfertigen Einsatzes und aller zugehörigen Meßeinrichtungen.

Beim Einbau des Einsatzes in den Reaktor haben alle drei Gruppen erneut zusammenzuwirken. Die Betriebsgruppe steuert den Reaktor und gibt das Tempo des Einfahrens des Einsatzes an. Die Strahlungsüberwachung kontrolliert laufend die im Raum neben den Reaktor-Öffnungen befindliche Strahlung, sie veranlaßt sofortiges Abbrechen der Versuche, falls die Strahlungsgrenzwerte überschritten werden. Erst, wenn der Experimentier-Einsatz an seinem Platz ist und normal funktioniert, können sich Betriebsgruppe und Strahlungsüberwachung auf ihre übliche Kontrolle beschränken. Jetzt erst kann die eigentliche Forschungsarbeit beginnen. Bei allen wesentlichen Versuchsänderungen aber sind erneut Betriebsgruppe und Strahlungsüberwachung hinzuzuziehen.

Parallel zu diesen Vorbereitungen geht die Planung für die Behandlung des entstehenden radioaktiven Abfalls. In diesem Beispiel wäre außer für die umlaufende Lösung auch für alle Einbauten, die ja durch die Neutronenbestrahlung mehr oder weniger radioaktiv werden, eine Bestimmung zu

treffen. Die Entgiftungsgruppe muß vorher wissen, welcher Art und welche Mengen von Abfall ihr zugeleitet werden.

Wie aus früheren Hinweisen zu entnehmen, beschränkt sich die Tätigkeit der Strahlungsüberwachung nicht nur auf die Überwachung der hier geschilderten Experimente; sie ist vielmehr für die Strahlungssicherheit des ganzen Betriebes und der nicht zum Betriebe gehörenden Umgebung verantwortlich. Insoweit ist die Entgiftungsgruppe nur ein Teil dieser Aufgabe und kann evtl. der Strahlungsüberwachung unterstellt werden.

Der englische Ausdruck Health Physics kann schlecht wörtlich übersetzt werden, er soll zudem nur ausdrücken, daß die Meßmethode dieser Wissenschaft physikalischer Art sind und daß das Ziel der Arbeit die Erhaltung der menschlichen Gesundheit ist. Es handelt sich nicht nur um eine Kontrolle, sondern um eine echte Wissenschaft, die das gemeinsame Grenzgebiet von industrieller Medizin, Radiobiologie, industrieller Sicherheit, öffentlicher Gesundheitspflege, Physik, Technik und Chemie behandelt und dabei auch Meteorologie, Geologie sowie schließlich Psychologie und Pädagogik zu Rate zieht. Im Rahmen eines Reaktor-Betriebes kommen mehr die überwachenden Aufgaben dieses neuen Gebietes zur Geltung, wie Geländeüberwachung (Luft, Wasser, Boden), wie Gebäudeüberwachung (von welcher die oben beschriebene Tätigkeit nur ein Teil ist) und Personalüberwachung (hierzu gehört die Organisation der täglichen und wöchentlichen Kontrolle der Taschen-Dosimeter und Filmplaketten). Der wissenschaftliche Zweig befaßt sich mit den Methoden des Schutzes, der Bestimmung und Analyse der Strahlungsdosis (hierzu gehört insbesondere die Entwicklung der Urin-Untersuchungsmethoden als Indikator), neuen Methoden der Strahlungsabschirmung, neuen Meßverfahren (z. B. Neutronen-Dosimeter), neuen Methoden für Abfall-Beseitigung und Entgiftung; dazu kommt das Studium der biologischen Anreicherung radioaktiver Substanzen z. B. im Kreislauf: Wasser, Pflanze, Tier, Mensch. Das eigentlich medizinische Feld der Behandlung etwa eingetretener Strahlungsschäden, der sogenannten Strahlungskrankheit bleibt außerhalb der Arbeit der Strahlungsgruppe. Wohl werden von ihr regelmäßig ärztliche Untersuchungen des gesamten Personals und in kürzeren Abständen des besonders gefährdeten Personals veranlaßt, aber die ärztliche Betreuung liegt außerhalb. In einem gut geleiteten Reaktorbetrieb spielt zudem die Behandlung von Strahlungsschäden keine Rolle, ja, sie kommt überhaupt nicht in Betracht, denn die Strahlungsüberwachung stellt lange vor dem Erreichen einer kritischen Dosis bereits fest, daß und wo zusätzliche Schutzmaßnahmen erforderlich sind. Es ist daher auch wenig zweckmäßig, Mediziner mit der Leitung der Strahlenüberwachung zu beauftragen, ein radio-biologisch vorgebildeter Physiker wird an diesem Posten viel bessere Dienste leisten.

In jedem Reaktorbetrieb muß auch für die Raumentgiftung vorgesorgt werden. Diese Gruppe behandelt zugleich die Abfallbeseitigung. Wenngleich die normale Entgiftung mit den üblichen Mitteln der Reinigung — ähnlich

wie sie jede Hausfrau verwendet — auskommt, ist es dennoch von Vorteil, diese Arbeit zu zentralisieren und nicht den jeweils betroffenen Personen oder Laboratorien zu überlassen. Schon allein weil damit die Verschleppung einer Vergiftung durch die benutzten Werkzeuge verhindert wird. Außer den üblichen Reinigungsmaterialien (Besen, Eimer, Lappen, Staubsauger, Plastik-Beutel, Gummi-Schuhe, Gummi-Handschuhe, Greifinstrumente, Schraubenschlüssel usw.) benötigt man für die Entgiftung einen besonderen abgetrennten Raum (Baracke oder dergl.), in dem die Untersuchung der Abfälle und die evtl. Reinigung vergifteter Instrumente vorgenommen werden kann. In jedem Falle einer Raum-Vergiftung ist das Personal gehalten, die Entgiftung zu Hilfe zu rufen. Es darf keine Kleinigkeit vertuscht werden, denn sonst sind bald die Laboratorien oder Meßplätze derartig radioaktivverseucht, daß die Messungen empfindlich gestört werden. Die Erfahrungen der strahlungs-chemischen Laboratorien müssen hierfür herangezogen werden.

Zum Schluß eine Bemerkung über die Zahl der in den erwähnten Gruppen zu beschäftigenden Personen. Der Umfang der Forschungsgruppe bestimmt sich von selbst nach der Art und der Zahl der Arbeiten. Für jedes Experiment am Reaktor ist ein verantwortlicher Wissenschaftler zu bestimmen, der das betreffende Forschungsteam leitet. Die Betriebsgruppe benötigt so viel Personal, daß das Reaktor-Bedienungspult 24 h besetzt ist und daß außerdem ständig ein Betriebsingenieur anwesend sein kann. Auch der (z. B. am Wochenende) abgeschaltete Reaktor darf nicht ohne Aufsicht gelassen werden. Außerdem muß die Betriebsgruppe über genügend Personal verfügen, das mit der Auswechslung und Unterbringung der Brennstoffelemente vertraut ist. Dieses Personal wird nicht ständig gebraucht, wohl aber müssen ständig ein bis zwei Hilfsarbeiter vorhanden sein, die auf Anweisung des Bedienungspultes im Falle des Versagens automatischer Regelung direkt eingreifen können. Die Strahlungsüberwachung kann des 24 h-Dienstes entraten, wenn von automatisch registierenden Instrumenten ausgiebig Gebrauch gemacht wird. Es wird vorausgesetzt, daß Zu- und Abluft, Wasserzulauf und -ablauf ständig automatisch auf den Gehalt an Radioaktivität untersucht werden, ebenso in der Abwasser-Anlage. Gleichfalls sollten mehrere Stellen zur automatischen Messung der Luftaktivität auf dem Reaktorgelände und an gefährdeten Punkten der Umgebung vorhanden sein. Für alle diese Meßstellen genügt die mehrmalige tägliche Überwachung. Die Wasserkontrolle außerhalb des Reaktorgeländes und die Kontrolle der biologischen Anreicherung kann in längeren Zeitabständen vorgenommen werden. Dieser Teil des Überwachungsstabes ist also klein. Anders ist der Personalbedarf für die Ausführung der Personen-Kontrolle. An jedem Eingang zu einem strahlungsgefährdeten Betriebsteil muß eine Kontrollperson anwesend sein, die Dosimeter und Filmplaketten abnimmt oder austeilt und die die Anzeige der Instrumente für Hand- und Fußkontrolle überwacht. Auf diese Tor-Kontrolle der Strahlungsüberwachung wird in manchen ame-

rikanischen Betrieben verzichtet und es wird dem Personal die Innehaltung der Vorschriften überlassen. Es ist fraglich, ob man dieses Verfahren in Deutschland in der Anfangszeit der Strahlungsüberwachung schon anwenden kann; es gehört eine große Aufklärungsarbeit und gute Selbstdisziplin dazu. Außer dieser Torkontrolle erfordert die Auswertung der Individual-Dosimeter einen gewissen Personal-Aufwand.

Alles in allem kann man etwa wie folgt den Personalbedarf abschätzen (für einen kleinen Reaktorbetrieb ohne Nebenbetriebe):

Betriebsgruppe

1 Leiter (hauptamtlich, Akademiker)
3 Betriebsingenieure
3—4 Bedienungsingenieure
3—4 Hilfsarbeiter

ferner Personal für übliche Unterhaltungsarbeiten, für Werkstätten usw.

Strahlungsüberwachung

1 Leiter (hauptamtlich, Akademiker)
je 1 zus. 3 Betriebsingenieure und 1—2 zus. 3—6 Techniker für Überwachung des Geländes, der Gebäude und des Personals.
1 Strahlungs-Chemiker für Urin-Analyse
2 Techniker oder Laboranten für Dosimeter-Auswertung
3—4 Hilfskräfte für Torkontrolle
ferner Personal für die Abwasser-Anlage

Entgiftungsgruppe

1 Leiter (hauptamtlich) 1 Meister 1—3 Hilfskräfte	} für Entgiftungs-Werkstatt
1 Techniker 1—3 Hilfskräfte	} für Entgiftungstrupp

ferner Personal für allgemeine Abfallbeseitigung, Abfall-Transport, Verdampfungsanlage usw.

Der auch in anderen technischen Betrieben notwendige Personalbedarf für Dienste und Verrichtungen allgemeiner Art (Reinigung, Bewachung, Unfallschutz usw.) ist in obiger Aufstellung nicht enthalten. Ebenfalls wurde nicht aufgeführt das Personal für sogenannte „heiße“ Laboratorien, wie überhaupt die Einrichtung dieser Laboratorien (Manipulatoren, geschlossene Kammern, strahlungsdichte Fenster usw.) hier nicht behandelt ist.

III. Zur Reaktor-Ökonomie

Kapitel 7. Notwendigkeit der wirtschaftlichen Verwendung der Kernenergie

Zum Thema Wirtschaftlichkeit der Kernenergie liegen viele und widersprechende Äußerungen *) vor. Ein weiterer Beitrag hat nur Sinn, wenn die spezifischen Besonderheiten des Energie-Marktes nicht außer acht gelassen werden. Unsere Überlegung wird zeigen, daß es z. Zt. nicht dringlich darauf ankommt, einen Vergleich der Kostenrechnung für Dampf- oder Atom-Kraftwerk aufzustellen, im Vordergrund steht die Marktanalyse. Im Anschluß daran wird die Weltsituation beleuchtet, da diese auf die langfristig zu betrachtende lokale Marktlage ganz entscheidend zurückwirkt.

Es ist zweckmäßig, von der heimischen Energieversorgung auszugehen, da die Marktanalyse von Land zu Land verschieden ausfällt, je nachdem ob es sich um einen Bezirk mit klassischen Energiequellen handelt, der hoch industrialisiert ist, oder um eines der sogenannten unterentwickelten Länder, die den Schritt in die Industrialisierung noch vor sich haben oder gerade eben tun. Des weiteren ist eine allgemeine Bemerkung nötig über den Charakter des Energie-Marktes. Wir haben es mit der Elektrizitätsversorgung zu tun; dieser Energiemarkt unterliegt zwar wie jede andere Ware dem ökonomischen Regelungsprinzip von Angebot und Nachfrage, aber dieses Prinzip wird in gewisser Weise verdeckt. Die Natur der Elektrizitätsversorgung bringt es mit sich, daß der Käufer der Ware seinen Lieferanten nicht frei wählen kann (lokales Monopol der Elektrizitäts-Lieferer); ferner beeinflußt diese Energieversorgung die ganze Volkswirtschaft an ihrer Basis so nachhaltig, daß regierungsseitige Steuerung des Energiepreises, des Ausbaues des Lieferpotentials und andere Einflußnahmen als unvermeidlich angesehen werden (bedingte Planwirtschaft). Gleichzeitig ist der gesamte Markt der Elektrizitäts-Lieferung in ständiger Vergrößerung begriffen und wird diesen Zustand nach allen bisherigen Überlegungen noch eine lange Zeit beibehalten. Wegen dieser Einflüsse kommt es nicht zu den krassen Auswirkungen der Gesetze von Angebot und Nachfrage. Es wird weder überflüssig erzeugter Strom um jeden Preis angeboten, weil beliebige Mengen zur Verfügung ständen, noch ist die Ware Elektrizität so knapp, daß Preisangebote in beliebiger Höhe in Zukunft möglich wären. Allerdings ist die mögliche Verknappung der Stromversorgung gegenüber einer unersättlich steigenden Nachfrage die Sorge aller langfristigen Energieplanung, weil — wie wir noch sehen werden — die klassischen Methoden der Energieversorgung ihre Grenze haben.

Betrachten wir die Versorgung Westdeutschlands mit elektrischer Energie; als Ausgangsbasis diene das Jahr 1955. Nach einer Erfahrungsregel, die in allen industriell organisierten Ländern immer wieder bestätigt

*) Eine der wenigen vorurteilsfreien Abhandlungen ist ein Bericht der Forschungsstelle für Energiewirtschaft: *H. F. Mueller*, Wirtschaftlichkeitsaussichten der Atomenergie, Atompraxis **2**, 5/6, 189 (1956).

wurde, nimmt der Verbrauch elektrischer Energie in der Weise zu, daß alle 10 Jahre eine Verdoppelung eintritt. Die früher befürchtete Sättigung hat sich nicht bestätigt und ist auch in der hier diskutierten Zukunft nicht zu erwarten, wie das Beispiel von Nordamerika zeigt. In Deutschland ist als Folge des Krieges ein teilweise stärkerer Anstieg*) des Bedarfs zu beobachten; da wir es hier aber mit langfristigen Überlegungen zu tun haben, soll dieser spezielle Einfluß nicht berücksichtigt werden. Der gesamte Energiebedarf (also der aller primären Energieträger) steigt nach der gleichen Erfahrung langsamer: man rechnet mit jährlichen Zunahmen von 2—3%. Über den Grad dieser Steigerung besteht keine so gesicherte Übereinstimmung wie für den Verbrauch von Elektrizität, denn diese Steigerung ist intensiver von volkswirtschaftlichen Spezial-Faktoren abhängig als der Stromverbrauch. Beispielsweise wird in Westdeutschland die weiter zunehmende Motorisierung sowie die geplante stärkere Verwendung des Heizöls eine vermehrte Einfuhr neben der Steigerung der Eigenerzeugung von Erdöl fordern. Da die Sättigung des Erdöl-Marktes noch nicht erreicht ist, und auch andere Faktoren wie Automatisierung vermehrte Steigerung des Energievolumens bedingen, wird hier mit einer Energie-Steigerung für Westdeutschland von 3% jährlich gerechnet. Unter Verwendung der in der Literatur vorliegenden Schätzungen ergibt sich das in Tab. 7.1 und 7.2 skizzierte Bild für die Entwicklung bis zum Jahre 1975. Hierbei ist angenommen, daß die Wasserkräfte bis zum Jahre 1975 voll ausgebaut sein werden (was sehr optimistisch ist), daß die Braunkohlenförderung trotz Grundwasser- und Tiefbau-Erschwernissen dem Plan des Bundeswirtschaftsministeriums entsprechend sich entwickelt und auch in zunehmendem Anteil zur Stromerzeugung herangezogen wird. Für die Steinkohle wird zunächst unterstellt, daß keine neuen Zechen errichtet seien, daß aber die Förderung so gesteigert werden kann, daß die Verarmung der Flöze und die derzeitigen Fehlschichten ausgeglichen werden. Die Bedarfslücke der Stromerzeugung beträgt dann 170 TWh im Jahre 1975; sie müßte durch Importe und durch vermehrte Steinkohlen-Förderung ausgeglichen werden. Erschwerend kommt hinzu, daß außer dieser Bedarfslücke von 170 TWh = rd. 57 Mio t SKE**) auch eine Bedarfslücke im gesamten Energievolumen der Zukunft besteht. Diese Lücke wird hier auf 87 Mio t SKE geschätzt, darin ist die Energielücke des Strombedarfs von 57 Mio t SKE enthalten; für die übrige Bedarfssteigerung sind also 30 Mio t SKE angenommen, dies wäre etwa eine Verdreifachung der derzeitigen Ölimporte falls außer Steinkohle nur Öl importiert würde. In dem hier betrachteten Zusammenhang kommt es auf den Grad der Steigerung des sonstigen Energiebedarfs nur bedingt an. Einerlei, wie man die Zuwachsrate des Gesamt-

---

*) Lt. UN verbrauchte Europa einschl. Sowjet-Union 1955 rd. 625 TWh und damit 10,6% mehr als im Vorjahre (Handelsblatt vom 10.12.1956). Westdeutschland verbrauchte im Jahre 1956 84.3 TWh, d. h. 11% mehr als 1955.

**) Der Umrechnungsfaktor von $^1/_3$ trägt dem in Zukunft weiter verbesserten Wärmewirkungsgrad Rechnung.

Energie-Volumens auch ansetzt, man darf nicht vergessen, daß neben der Bedarfslücke in der Stromversorgung auch die Lücke des allgemeinen Bedarfs besteht.

Energieträger	1955	1975 (Schätzung[2]))	Bemerkung
	SKE		
	heimische Energieträger[1])		
Steinkohlen	131	161	nach *E. Anderheggen* 8)
Braunkohlen[3])	30	50	für 1970 vom B. Wi. Min. 43 Mio t SKE geschätzt
Erdöl[4])	4,5	9	B. Wi. Min. für 1970: 8,6
Hydro-Elektrizität[5])	4,2	8,5	max. Ausbau
sonstige etwa	3,4	4,5	B. Wi. Min. für 1970: 4,1
rd.	173	etwa 233	ohne Ausbau der Steinkohlenzechen
	Exporte und Importe		
Erdöl-Import[7])	10,0		
Export/Import-Saldo Steinkohle	2,8		
Export/Import-Saldo Braunkohle	1,2	etwa 87	zu schließende Energielücke[6])
rd.	187		
abz. Steinkohlen-Koks-Export	10,8		
zuzügl. Saldo aus Strom-Export/Import	0,5		
Gesamt-Energie rd.	**177**	etwa **320**	errechnet auf Basis 1955 mit 3% jährlicher Zunahme

Tab. 7.1. Westdeutsche Energie-Volumen in Mio. t Steinkohlen-Einheiten, SKE). 1) nach *K. Dolzmann*: Die Energiequellen unserer Kraftwerke heute und morgen. Elektrizitätswirtschaft **55**, 14, 463 (1956); ferner: Die Industrie der Bundesrepublik Deutschland, Teil 3, Die industrielle Produktion, **6**, 1, 74/75 (1956); und Statistisches Jahrbuch für die BRD (1956) Seiten 206, 272. 2) Analog zu *K. Dolzmann*, loc. cit. und Industriekurier vom 22. 9. 1956. *Dolzmann* errechnet mit 2,5% Steigerung für 1970 nur 220 Mio. t SKE Gesamtbedarf; siehe ferner *E. Anderheggen*, Industriekurier vom 2. 9. 1957. 3) Umrechnungsfaktor 1 : 3. 4) Umrechnungsfaktor 1,429. 5) Umrechnungsfaktor 0,371. 6) Erdöl-Spezialisten schätzen den Erdölbedarf für 1960 bereits auf 30 Mio. t SKE. 7) Abschlag für Export-Import-Saldo veredelter Produkte nicht vorgenommen. 8) Nach anderen Schätzungen 170 bis 184 Mio. t auf Basis weiteren Ausbaus der Zechen.

Energieträger	Erzeugung im Jahre 1955			Erzeugung im Jahre 1975[3])		
	aus heimischen Energieträgern[1])	aus Importen[1])	Gesamt-Erzeugung[2])	aus heimischen Energieträgern	Bedarfslücke	Gesamtbedarf
Steinkohle	40		45,4	40[4])		
Braunkohle	14,8		19,2	75[1])		
Hydro-Elektrizität	11,2		11,9	23[5])		
sonstige			0,07	2[6])		
Summe	66,0	10,5	rd. 76,5	140[7])	170 = 57 Mio t SKE	**310[8])**
Saldo aus Strom-Import und -Export			1,24			
Inlandsverbrauch:			rd. 78			

Tab. 7.2. Stromerzeugung in Westdeutschland (in TWh = 10^9 kWh). 1) nach *K. Dolzmann*, loc. cit., 2) nach Stat. Bericht des BWM; Elektrizitätswirtschaft **55**, 13, 427 (1956), 3) geschätzt in Anlehnung an *K. Dolzmann*, 4) Annahme: keine neuen Schächte, Intensivierung der Förderung kompensiert durch Verarmung der Flöze, 5) maximale Ausbaumöglichkeit, 6) steigende Verwendung von Heizöl, 7) *K. Dolzmann* schätzt für 1970: 134 TWh, 8) Vervierfachung gegenüber 1955. Dagegen *H. Leiste* in ETZ, A **78**, 3, 65 (1957) nur 225 TWh für 1970.

Um die Bedeutung der Energielücke von 57 Mio t SKE zu veranschaulichen, wollen wir annehmen, sie solle allein aus der heimischen Mehrproduktion von Steinkohle aus neu errichteten Zechen gedeckt werden. Wir haben in Tab. 7.2 angenommen, daß die heimische Steinkohlenproduktion auf die vorhandenen Zechen beschränkt sei. Es wird weiter zur Vereinfachung unterstellt, daß kein Umbau von Altanlagen erfolgt, sondern durchweg Neuanlagen erstellt werden. Vom Beginn des Schachtbaues bis zum Förderbeginn eines Zechenneubaues vergehen (bei Bau im nördlichen Ruhrrevier) etwa 8 Jahre (Tiefe etwa 1000 m). Bis zum vollständigen Betrieb der Zeche einschließlich Fertigstellung aller Übertage-Anlagen vergehen etwa 12—15 Jahre. Zechen, die am Ende der hier betrachteten Periode bis 1975 voll in Betrieb sein sollen, müssen demnach jetzt geplant und in Angriff genommen werden. Es sei ferner angenommen, daß nur große Zechen mit einer Tagesförderung von 10000 t gebaut würden, dann wären für die Jahresförderung von 57 Mio t SKE

$$\frac{57 \cdot 10^6}{300 \cdot 10^4} = 19 \text{ große Zechen}$$

erforderlich, die sämtlich nur für den Bedarf der Stromerzeugung einzusetzen wären. Die Kosten für die Errichtung einer solchen Zeche werden auf etwa DM 150 je Jahrestonne Förderleistung geschätzt, also erfordert das gesamte Projekt

$$10^4 \text{ t} \times 300 \text{ Tage} \times 150 \text{ DM} \times 19 = 8{,}6 \text{ Milliarden DM}$$

an Kapital-Investierung. Dieser Betrag versteht sich ohne Bauzinsen, die bis 70% der Bausumme erreichen können, ferner ohne Wohnungsbau für die Belegschaft, ohne zusätzliche Transportmittel usw.

Für die Förderung müssen Untertagearbeiter in erheblicher Zahl eingesetzt werden. Ende 1956 waren im Steinkohlenbergbau in Westdeutschland 338400 Untertagearbeiter tätig, die 134,4 Mio t SKE förderten. Entsprechend müßten für 57 Mio t SKE 144000 neue Untertagearbeiter zusätzlich tätig werden. Schätzt man weiter, daß sich die Förderleistung je Kopf erhöht, daß aber auch eine Leistungsminderung durch die bevorstehende Arbeitszeitverkürzung eintritt, daß die resultierende Verbesserung der Leistung bis 1975 etwa 10% beträgt, so werden weniger neue Arbeiter benötigt, d. h. etwa „nur" ein Zuwachs von rd. 100000 Untertage-Arbeitern, dies ist mehr als der Zuwachs von 1938 bis 1956, der 85000 Mann betrug. Die Energielücke könnte also für die Periode bis 1975 aus eigener Produktion geschlossen werden, wenn Kapital und Kohlefelder für die rd. 20 zusätzlichen Zechen vorhanden sind und wenn die Untertage-Belegschaft des Steinkohlenbergbaus auf rd. 430 bis 440000 Arbeiter gebracht werden kann. Selbst wenn man die Abbaumöglichkeiten bejaht (bis zu Tiefen von 1200 m werden 48,5 Milliarden t SKE*) abbauwürdig geschätzt) und die Kapital-

*) Nach *A. Wimmelmann*, Jahrbuch des deutschen Bergbaus, 1955; nach *E. Anderheggen* sind sicher gewinnbar 67,2 Milliarden t SKE, Industriekurier 9. Februar 1957.

Bereitstellung positiv beurteilt, so wird die Klippe einer so erheblichen Erhöhung der Untertage-Belegschaft schwer überwindbar sein. Es sind daher Zweifel erlaubt, ob dieser Weg zum Ziele führt. Damit soll nicht gesagt werden, der Weg sei unbegehbar. Es muß im Gegenteil alles versucht werden, die heimische Kohlenförderung zu steigern.

Betrachten wir nun das andere Extrem der Schließung der Energielücke, nämlich den Import von 57 Mio t SKE jährlich. Die Preise für Import-Kohle sind wesentlich eine Funktion der anteiligen Frachtkosten. Rechnet man mit einem mittleren Preis je t SKE cif deutscher Hafen von etwa DM 75,— dann entspricht der notwendige Import 4,3 Milliarden DM oder rd. 1 Milliarde $. Es fragt sich, ob der Export-Import-Saldo auf lange Sicht diesen Zusatz Import und den weiteren Zusatz-Import für die Schließung der Lücke im gesamten Energie-Volumen tragen kann. Dieser Export-Import-Saldo hatte in den letzten Jahren folgenden Wert (in Milliarden DM):

1952	0,7
1953	2,5
1954	2,7
1955	1,2
1956	2,9.

Nimmt man an, daß die zur Deckung der Lücke im gesamten Energie-Volumen weiterhin notwendigen 30 Mio SKE durch Erdöl-Importe gedeckt werden, so sind gegenüber 10 Mio t SKE für Erdöl in 1955 noch zusätzlich 20 Mio t SKE aus der Zahlungsbilanz zu decken, wofür schätzungsweise*) 1,5 Milliarden DM erforderlich sind. Die gesamte zusätzliche Beanspruchung der westdeutschen Zahlungsbilanz wäre damit auf heutiger Preisbais auf 5,8 Milliarden DM angewachsen. Es dürfte nicht leicht sein, diese Devisenbeträge über lange Zeiträume zu garantieren; ganz abgesehen von dem Problem, die erforderlichen Mengen im Schiffsraum, in den Verladehäfen zu bewältigen und die Ballast-Leerfracht bei der Ausreise zu vermindern. Als wichtigster Punkt kommt hinzu, daß andere Länder den gleichen Entwicklungsweg ihres Energiebedarfs vor sich sehen, daß auch diese Länder den Weltmarkt in Kohle, Erdöl und Frachtraum beanspruchen, womit — wenn nicht die Lieferbarkeit überhaupt — so doch die Lieferung zu heutigen Preisen in Frage gestellt wird. Man kann dahin zusammenfassen, daß auch der Import allein keine Gewähr für Schließung der Energielücke bietet.

Aus einer Verlautbarung des Bundesministeriums für Wirtschaft**) ist zu entnehmen, daß die Sachverständigen damit rechnen, die Energielücke wenigstens bis 1965 durch Vereinigung der Anstrengungen in der heimischen

---

*) 20 Mio to SKE = 14 Mio t Erdöl schätzungsweise á DM 110,—/t = 1,54 Milliarden DM; siehe auch *Wyenbergh* in Frankfurter Allgemeine Zeitung vom 20. 1. 1957; ferner Deutsche Zeitung vom 9. 3. 1957.

**) Industriekurier vom 22. 9. 1956.

Produktion und Beanspruchung des Importes (45 Mio t SKE) geschlossen zu halten. Es ist uns also eine Schonzeit bis 1965 gegeben. Es besteht jedoch keine Sicherheit, daß diese Maßnahmen auch auf längere Sicht wirken. Im Jahre 1995 z. B. wird der Strombedarf in der Größe von 1200 TWh jährlich liegen; die Bedarfslücke ist dann auf mindestens 1000 TWh (im Vergleich zu Tab. 7.2) angewachsen. Selbst wenn die vorerwähnten Zechen voll in Betrieb wären und wenn die gleiche Menge Energieträger außerdem eingeführt würde (2 · 170 TWh), würden noch immer 660 TWh oder 220 Mio t SKE, also mehr als unser derzeitiges Energievolumen von rd. 180 Mio t SKE ungedeckt bleiben.

Bei aller Reserve gegenüber solchen langfristigen und darum ungenauen Schätzungen wird dennoch so viel deutlich: es müssen alle Anstrengungen gemacht werden, die heimische Produktion der Primär-Energieträger zu erhöhen, den Import von Energieträgern zu steigern und die Kohle immer besser zu verwerten*); darüber hinaus muß in bereits absehbarer Zukunft ein neuer Energieträger auf den Plan treten. Die Frage ist lediglich, ob dies schon bald oder 1965 oder noch später sein muß; das Muß ist aber unausweichbar. Der Zeitpunkt wird bestimmt durch das Tempo der Wirtschaft einerseits und durch die Geschicklichkeit der Ingenieure bei der Entwicklung von Atomkraftwerken andererseits.

Unter diesen Aspekten betrachtet verliert die Frage, ob Atomkraftwerke heute wirtschaftlicher sind als Kohlekraftwerke viel von ihrer Bedeutung. Eines Tages wird das Atomkraftwerk die einzig diskutierbare Form zur Schließung der Energielücke sein. Sollte es möglich sein, die Gestehungskosten der kWh im Atomkraftwerk schon bald auf das heutige Niveau zu drücken — woran viele Fachleute zweifeln — dann werden schon übermorgen Atomkraftwerke ernsthaft und nicht nur als Prototypen geplant und gebaut. Muß man hierauf länger warten, dann werden auch die Preise für Strom aus Kohle steigen**) und derart das Atomkraftwerk in einem früheren Stadium seiner technischen Vervollkommnung wirtschaftlich interessant machen.

Wie in den vorhergehenden Kapiteln dargetan, befindet sich der Leistungsreaktor noch im ersten Stadium der technischen Entwicklung, trotzdem sind seine Anhänger überzeugt, daß der mit Reaktoren erzeugte Strom billiger, mindestens nicht teuerer sein wird als die heute angebotene elektrische Energie. Dies wird besonders für die Fälle behauptet, in denen Plutonium für Rüstungszwecke dem Staat verkauft werden soll. Die Entwicklung und der Bau der Leistungsreaktoren ist eine Arbeit von vielen Jahren, man bedarf hierfür ähnlicher Zeitspannen wie für neue Schächte. Es sollte also dieser neue Energiezweig nicht latent behandelt werden, sondern gleichzeitig mit dem Bau neuer Zechen in Angriff genommen wer-

*) In diesem Zusammenhang sei auf die Vorschläge von *H. Bücher* zur besseren Ausnutzung der ballasthaltigen Kohle hingewiesen.

**) Die westdeutschen Elektrizitätswerke erhielten im Jahre 1956 5,1 Mio t Einfuhrkohle, für die der Mehrpreis z. T. von der eisenschaffenden Industrie übernommen wurde (Industriekurier vom 5.2.1957).

den, damit die Technologie des Leistungsreaktors auch von Deutschland beherrscht wird. Die Bewältigung der Reaktor-Entwicklung gleichzeitig mit dem Bau neuer Zechen stellt hohe Ansprüche an die Finanzierungskraft unserer Wirtschaft, ganz zu schweigen von anderen Aufgaben, wie Ingenieur-Nachwuchs usw. Man darf auch nicht in den gegenteiligen Fehler verfallen und alle Finanzkraft und alle Ingenieure dem Atomsektor vorbehalten wollen. Es sollte uns das Beispiel der USA zu denken geben. Dort, wo man von allen Industrieländern der Erde über die reichsten Vorräte leicht abzubauender klassischer Energieträger verfügt, wo man die Steinkohlenförderung bis 1975 fast verdoppeln will, dort werden dennoch intensive Anstrengungen gemacht, um schon jetzt Leistungsreaktoren in praktischen Betrieb und als große Kraftwerke zu erproben. Dieses und das englische Beispiel großzügiger Reaktor-Industrie müssen wir uns in Westdeutschland vor Augen halten. Die Schließung unserer Energielücke kann nur der vereinten Anstrengung aller Zweige der Technik gelingen.

Nach dieser grundsätzlichen Betrachtung noch eine Bemerkung zur speziellen Stromkosten-Rechnung beim Atomkraftwerk. Alle Untersuchungen sind darin einig, daß die Erstellungskosten je installiertes KW beim Atomkraftwerk wesentlich höher sind als beim Kohlekraftwerk. Für letzteres rechnet man in Deutschland etwa DM 450,— bis 500,— je KW, während die Angaben für Atomkraftwerke je nach Größe und Bauart zwischen DM 840,— und DM 1700,— je KW und auch höher liegen. Die Rückwirkung dieser fixen Kosten auf den Energiepreis ist zudem verschieden je nach den Kapital-Kosten in dem betreffenden Lande und der angenommenen Abschreibungsrate.

Dieser Punkt bildete eine Zeitlang einen wichtigen Teil der englisch-amerikanischen Diskussion über die wahren Energiekosten in Calder Hall. Über die Höhe der Bedienungskosten gehen die Ansichten ebenfalls auseinander; man wird gut daran tun, sie auf beiden Seiten in gleicher Höhe anzusetzen. Im Atomkraftwerk kommt das Personal für die Strahlungsüberwachung hinzu, andererseits wird kein Personal für Kohletransport usw. benötigt. Andere Mehrkosten für das Atomkraftwerk entstehen aus der erhöhten Belastung für Versicherung (Personal- und Haftpflichtversicherung gegen mögliche Strahlungsschäden). Aber alle diese Unterschiede sind nicht von entscheidender Bedeutung; die Beurteilung spitzt sich auf die Kalkulation der Brennstoffkosten zu. Im Kohle-Kraftwerk machen die Brennstoffkosten etwa $^1/_3$ bis mehr als $^1/_2$*) der Energiekosten für die kWh aus. Die Berechnungen der Brennstoffkosten im Atomkraftwerk schwanken zwischen 12 und 33% (letztere für Calder Hall) der Erzeugungskosten je kWh. Hier liegt das weite Feld der derzeitigen Spekulationen. Rechnet man zu den Kosten der Brennstoffelemente (einschl. Fracht) auch die Kosten für ihre spätere Aufarbeitung, für Rückgewinnung des Plutoniums usw., dann ergeben sich hohe Brennstoffkosten. Diese werden vermindert, wenn

*) In Westdeutschland z. Zt. etwa 55%; wenn Kraftwerke nur auf Import-Kohle angewiesen sein werden, kann der Anteil auf 65% und mehr steigen.

ein besserer burn up*) technisch ermöglicht wird. Das gleiche gilt von höherer Arbeitstemperatur**). Man kommt ferner zu günstigen Brennstoffkosten, wenn man unterstellt, daß das Atomkraftwerk seine Brennstoffelemente fertig bezieht z. B. in USA oder England und die verbrauchten Elemente an das Lieferland zurückgibt, ohne etwas mit der Aufbereitung oder Plutonium-Gewinnung zu tun zu haben. Dann entfällt alle Sorge um den radioaktiven Abfall. Im Optimum könnte man eine Gutschrift für das erzeugte Plutonium erwarten. Da es z. Zt. keinen freien Plutoniummarkt gibt, weiß man nicht, ob und welche staatlichen Subventionen in den bekanntgemachten Ankaufspreisen***) für Plutonium enthalten sind. In vielen Kostenrechnungen wird daher angenommen, daß die Kosten für die Aufbereitung der verbrauchten Brennstoffelemente gerade von dem Plutonium-Erlös kompensiert werden.

Bei der Ermittlung des Brennstoffbedarfs für einen Reaktor hat man zwischen der Erstausstattung und dem Ersatz des Verbrauchs zu unterscheiden. Die erste Brennstoff-Füllung wird so bemessen, daß auch bei längerem Betrieb des Reaktors auf dem vorgesehenen Leistungsniveau genug Überschuß-Reaktivität vorhanden ist, um der Vergiftung durch entstandene Spaltstoffe entgegen zu wirken. Man richtet den Betrieb so ein, daß stets Brennstoffelemente verschiedenen Alters in dem Reaktor sind. Es werden jeweils nur die ältesten ausgewechselt, d. h. diejenigen, die eine maximale Leistungsabgabe hinter sich haben (also 3000 bis 10000 MWd je t). Der nachzuliefernde Ersatz ergibt sich aus dem wirklich verbrauchten Brennstoff, d. h. 1,25 g U 235 sind je MWd erforderlich. Dies ist beträchtlich weniger als der Aufwand für die Neufüllung. Die Lebensdauer des einzelnen Brennstoffelementes bestimmt nicht die zum Ersatz notwendige Brennstoffmenge, sondern lediglich den Rhythmus der Auswechslung verbrauchter Brennstoffelemente. Entscheidend ist der Abbrand; dieser richtet sich nach der Art des Brennstoffs und dem Typ des Reaktors, und zwar danach, ob Konversion des U 238 zu Pu und Abbrand eines Teiles des Pu möglich ist. Für die folgende Abschätzung sei 100% Abbrand unterstellt.

Den zur Schließung der deutschen Energielücke von 170 TWh in Atomkraftwerken erforderlichen Ersatz-Brennstoff hat man demnach folgendermaßen zu errechnen:

$$170\ \text{TWh} = \frac{170}{24} \cdot 10^6\ \text{MWd};\quad 1\ \text{MWd} = 1{,}25\ \text{Gramm U 235};$$

$$\text{für 170 TWh:}\ \frac{170}{24} \cdot 10^6 \cdot 1{,}25\ \text{Gramm oder}\ \frac{170}{24} \cdot 1{,}25\ \text{t} =$$

rd. 9 t U 235; bei 25% Wirkungsgrad also **rd. 36 t U 235.**

---

*) 1,25 Gramm U 235 werden je MW und Tag verbraucht; die Lebensdauer von Brennstoffelementen ist kleiner: 3000 MW/d/t gilt als ein sicherer, aber niedriger Wert; man hofft auf 10000 MW/d/t.

) Nucleonics **14, 12, 530 (1956).

***) USA wollen Plutonium-Metall für $ 12 je g zurückkaufen.

Dies ist ganz erheblich weniger als die Erstausstattung. Diese 36 t würden bei etwa 1,8% Anreicherung (nach den jüngsten amerikanischen Preisen DM 50,— je Gramm, siehe Tab. 7.3) insgesamt 1,8 Milliarden DM kosten. Hierzu müssen noch die Herstellungskosten für die Brennstoffelemente selbst gerechnet werden; diese werden unterschiedlich angegeben; man kann je kg U 235 etwa 5 bis 6000 $ ansetzen (bei angereichertem Brennstoff); also würde sich obiger Betrag um etwa 0,8 Milliarden DM auf rd. 2,6 Milliarden DM erhöhen. Dieser Betrag geht zu Lasten der Export-Import-

angereichert %	DM je Gramm U 235
um 0,02	23,60
„ 0,1	26,25
„ 0,5	36,04
„ 0,8	40,74
„ 1,8	49,90
auf 10	64,22
„ 20	67,70
„ 50	69,39
„ 90	71,69

Tab. 7.3. Preistabelle für amerikanischen Brennstoff. Im Dezember 1956 hat die AEC neue Preise für den Verkauf von angereichertem Uran bekanntgegeben. Die Preise beziehen sich auf die Abgabe von UF_6; die früheren Preise gelten für Uran-Metall. Zu den neuen Preisen kommen die Umformungskosten von UF_6 in Metall oder in die sonst gewünschte Verbindung; diese Zusatzkosten werden als geringfügig bezeichnet.

Zahlungsbilanz, denn es darf nicht vergessen werden, daß wir in Westdeutschland nicht genug Kernbrennstoffe in der Form von Uranerzen besitzen, um den Zukunftsbedarf an Erstbestückung und für diesen Ersatz zu decken. Der Betrag fällt aber weniger ins Gewicht als der Import von Steinkohle, für den wir oben 4,3 Milliarden DM errechneten; muß man aber mit einem Abbrand von nur 50% vorlieb nehmen, was der technischen Realität näher kommt dann wächst diese Einfuhr auf 5,2 Milliarden DM. Von diesem Gesichtspunkt aus ist die Frage der Wirtschaftlichkeit des Atomkraftwerks im Vergleich zum Kohle-Kraftwerk zu betrachten. Derartige Überlegungen führen dazu, Import von Uran-Erzen und heimische Aufbereitung sowie sogar heimische Anreicherung zu erwägen. Auf das Für und Wider dieser Diskussion kann hier nicht eingegangen werden.

Für ein Atomkraftwerk von 11,5 MW und bei 80% Ausnutzung schätzt General Electric*) eine Aufteilung der Erzeugungskosten je kWh gemäß Tab. 7.4.

Von vielen werden diese oder ähnliche Errechnungen als zu optimistisch angesehen. Die Erfahrung wird uns belehren müssen. Bei der erläuterten Sachlage ist es heute nicht möglich, eine gültige Kostenrechnung

*) *H. E. Grantz* und *M. C. Compton*, Design review of a 10000 kW nuclear power station, Am. Power Conference 21./22. März 1956. — Das RWE-Projekt wird auf 9.65 Dpfg./kWh kalkuliert.

Dpfg je kWh	niedrige Schätzung (etwa 1975)	höhere Schätzung (etwa 1956)
Feste Kosten	3,8	4,6
Bedienung	0,6	0,4
Überwachung	0,4	0,6
Brennstoff	1,8	2,5
insgesamt	6,6	8,5

Tab. 7.4. Stromerzeugungskosten.

für den Vergleich Kernenergie gegen Kohle aufzustellen. Wie dargelegt, kommt es auf solche Untersuchung zunächst nicht an, denn die Entwicklung von Atomkraftwerken wird nicht von den derzeitigen Strompreisen diktiert, sondern resultiert aus der uns unvermeidbar bedrohenden Energie-Versorgungslücke. Der Streit um die Korrektur derartiger Berechnungen darf uns auf keinen Fall davon abhalten mit eigener Arbeit auf diesem Felde zu beginnen; es könnte sonst zu spät werden.

Die Bedrohung und die Energielücke trifft nicht nur Westdeutschland; nach *L. Armand* *) betrug in den 6 Ländern der Montanunion das Energiedefizit im Jahre 1955 86 Mio t SKE, es wird 1965 bereits 175 Mio t SKE und 1975 sogar 260 Mio t SKE betragen. Nach den Plänen der deutschen Atomkommission **) sollen zunächst 3 Werke von je 300 MW gebaut und bis oder vor 1964 in Betrieb sein. Für alle Länder der Montanunion sollen in den nächsten 10 Jahren Atomkraftwerke mit einer Gesamt-Kapazität von 15000 MW gebaut werden ***). Damit würden rd. 100 TWh jährlich erzeugt oder der Import von 33 Mio t SKE ausgeglichen. Dieser Energiebeitrag könnte evtl. ausreichen, den Bedarf von Westdeutschland allein zu befriedigen. Wir wollen daher der Vollständigkeit wegen auch die Aufwendungen abschätzen, die erforderlich sind, wenn die deutsche Energielücke der Stromversorgung etwa bis 1975 nur durch Atomkraftwerke geschlossen werden soll. Rechnet man mit einer Ausnutzungszeit von rd. 80% d. h. mit jährlicher Benutzungsdauer von 7000 Stunden, so sind für den Fehlbetrag von 170 TWh etwa 25000 MW installierte Leistung erforderlich. Beim Bau von Atomkraftwerken wird man — wenigstens im dicht besiedelten Mitteleuropa — Werke großer Leistung und zwar in weiterer Zukunft etwa von 1000 MW bevorzugen ****), weil man damit weniger Sorgen in der Auswahl geeigneter Baustellen hat und sich die Aufwendungen für Strahlungsschutz reduzieren. Außerdem rechnet man ganz allgemein mit zunehmender Werkgröße mit Verbilligung der Stromerzeugungskosten. Hiernach wären also 25 Werke von 1000 MW erforderlich, die entweder mit Kohle

*) Die Welt vom 23. 1. 1957.

**) Frankfurter Allgemeine Zeitung vom 13. 2. 1957.

***) Handelsblatt vom 13. 2. 1957 nach *L. Armand, F. Etzel* und *F. Giordani* bzw. deren Bericht an Euratom vom Mai 1957.

****) Die oft diskutierte Aufstellung kleiner Atomkraftwerke für lokalen Bedarf zur Einsparung der Strom-Transportkosten kommt nur in Sonderfällen in Frage (z. B. in Afrika, für arkt. Gebiete); das gleiche gilt für den transportablen Reaktor.

oder mit Atom-Reaktoren betrieben werden müssen. Nimmt man an, daß die heute gültigen Gestehungskosten je installiertes kW für das Kohlekraftwerk auch für diese Werke gelten (DM 450,—), dann ist der Mehraufwand für die Errichtung von Atomkraftwerken abschätzbar. Für die 180 MW-Anlage der GE in Dresden/USA (einen Boiling Water Reaktor) rechnet man, daß die Anlagekosten etwa 50% höher sind wie für eine normale Anlage gleicher Größe. Wir wollen hier nicht so optimistisch rechnen und eine Verteuerung von 100% bzw. 200% zu Grunde legen, also DM 900,— bzw. DM 1350,— je KW. Dies ist ungünstiger als die Optimisten zu rechnen pflegen, und günstiger als die tatsächlichen Kosten eines Teiles der ersten amerikanischen Versuchswerke (siehe Tab. 3.14 und 3.15). Die erwähnten 25 Werke zu 1000 MW erfordern demnach eine Investierung zwischen 23 und 34 Milliarden DM; die Werke auf Kohlebasis würden 11,3 Milliarden DM erfordern (nur Anlagekosten gerechnet).

Es wäre falsch, nun mit der früher errechneten Zahl für den Bau neuer Schachtanlagen kombinieren zu wollen und etwa folgendermaßen zu argumentieren:

19 Zechen:	8,6 Milliarden	DM
25 Kohle-Kraftw.:	11,3 ,,	DM
Schließung der Stromlücke mit Steinkohle also:	20 Milliarden	DM;

demgegenüber 25 Atomkraftwerke: 23 bis 34 Milliarden DM; also muß der Weg der konventionellen Stromerzeugung beibehalten werden. Wie dargelegt, ist es unwahrscheinlich, die Untertage-Arbeiter in nötiger Zahl für die Zechen zur Verfügung zu haben. Es ist vielleicht ebenso unwahrscheinlich, 25 Atomkraftwerke von je 1000 MW bis 1975 erstellen zu können. Man muß sich darüber klar sein, daß die Atomenergie allein das Problem der Energieversorgung innerhalb der nächsten hier betrachteten Periode nicht lösen wird. Es kann nur die erwähnte Kooperation aller Methoden zum Ziele führen. Aber ebenso deutlich ist, daß für die Periode etwa nach 1975 einzig und allein die Energie aus Kernprozessen den Schutz vor der Energie-Katastrophe bringen kann. Welcher Art diese Kernkraftwerke sein werden, ist heute noch nicht feststellbar. Aber innerhalb der nächsten 20 Jahre werden wir selbst unser Schicksal entscheiden. Entweder wirtschaftliche Ohnmacht oder äußerste Aktivität der jetzt mit der Führung beauftragten Männer. Es ist dies keine Aufgabe der kommenden, sondern der jetzt in Verantwortung stehenden Generation*).

In naher Beziehung zu diesen Betrachtungen steht die Frage nach dem Energiepotential der Welt überhaupt, hierzu sei auf Untersuchungen verwiesen, die für die Genfer Atomkonferenz angestellt und seitdem weiter

*) Rußland plant im Angara-Jenissei-Becken die Erzeugung von 300 TWh jährlich aus Atomenergie innerhalb der nächsten 20 Jahre; *I. V. Kurchatov*, J. Nuc. Energ. II, **4**, 1, 59 (1957).

verfeinert wurden*). Der Elektrizitätsverbrauch der Welt (ohne China) betrug 1954 etwa 1345 TWh, für 1958 werden 1800 TWh geschätzt, von denen 400 TWh durch Wasserkraft und 1400 TWh thermisch erzeugt werden sollen. Diese thermische Erzeugung allein wird einen Brennstoffverbrauch von 350 Mio t SKE erfordern. Der gesamte Energieverbrauch der Welt (ohne Rußland, China, Osteuropa) betrug 1952 bereits 2,3 Milliarden t SKE. Die Weltreserven werden auf rund 3500 Milliarden t SKE geschätzt. Diese Reserve ist also z.Zt. noch nicht entscheidend für die Zukunftsentwicklung, sondern das Verhältnis von Energieförderung zu Energieverbrauch. Nimmt man an, daß der Weltverbrauch per capita konstant bleibt, so wird der Weltverbrauch nur im Verhältnis der Zunahme der Weltbevölkerung d. h. um 1 bis 1,5% jährlich steigen. Angesichts der steigenden Industrialisierung ist dieser Wert zu niedrig. Eine Schätzung der UN, die die Industrialisierung des Ostens in Rechnung stellt, kommt auf 4% jährliche Steigerung. Das Weltmittel liegt also höher als die Steigerung in Europa, die mit 3% oder weniger angesetzt wird. Dies ist verständlich, wenn man bedenkt, daß Australien 9—10% Zunahme, Südamerika 7½% berichten. Über die Zunahme des Weltbedarfs an Elektrizität gehen die Ansichten stärker auseinander; bei UN rechnet man mit einer fast 20fachen Vermehrung von 1950 bis 2000, andere Schätzungen nur mit einer Verzehnfachung. Jedenfalls nimmt auch im Weltverbrauch die Verwendung der Elektrizität stärker zu als die der übrigen Energieträger.

Jahr	Förderung Mio t	% Zunahme oder Abnahme
1948	1429	
		— 6,1
1949	1342	
		+ 8,3
1950	1454	
		+ 4,8
1951	1524	
		— 1,5
1952	1499	
		± 0
1953	1500	
		im Mittel + 1,5%

Tab. 7.5 Welt-Produktion an Steinkohle (nach UN).

Diesen Verbraucherwünschen steht die Erzeugung gegenüber, die für die hier wesentlich interessierende Steinkohle eine so auffällig langsame Steigerung aufweist, daß der geschätzten Zunahme von 3—4% nicht entsprochen werden kann (siehe Tab. 7.5). Dies ist der neuralgische Punkt der zukünftigen Versorgung. Er bedeutet, daß auf lange Sicht betrachtet der Weltkohlenmarkt immer enger werden muß, und daß sich die deutschen Importwünsche eines Tages nicht mehr werden erfüllen lassen. Um dieser Situa-

*) *H. Thirring:* Streiflichter von der fünften Weltkraftkonferenz, Atomkernenergie, Heft 7/8, 268 (1956).

tion willen, von der man noch nicht sagen kann, ob sie 1965 oder früher oder später eintritt, muß man heute planen und vorbereiten. Kohle und Reaktoren sind keine Konkurrenten, wir werden beide Energiequellen dringend nötig haben. Allerdings wird der fortschreitende Gebrauch, den die Chemie von der Kohle macht, uns in wieder weiterer Zukunft veranlassen, den edlen Rohstoff Kohle nicht mehr zu verbrennen, sondern nur der Chemie vorzubehalten. Dies muß spätestens dann eintreten, wenn die Erdöl-Vorräte knapper werden als es dem gesteigerten Verbrauch entspricht. Vielleicht brauchen wir für diesen Extrem-Fall heute noch keine Vorkehrungen zu treffen, die Energieerzeugung aus den Kernprozessen aber gehört zum industriellen Bild unserer nächsten Zukunft.

Für Deutschland sind die vorstehenden Überlegungen noch in einem anderen Sinne bedeutungsvoll. Bis jetzt war Deutschland Selbstversorger in bezug auf Strom und Kohle, ja sogar Exporteur. Seit wenigen Jahren hat sich dies — zunächst zwar noch fast unmerklich — geändert. In bälde werden wir erheblich importieren. Wir sind dann nicht mehr frei in unserem Energieprogramm, sondern in zunehmendem Umfang abhängig. Auch dieser Gedanke läßt es angezeigt erscheinen, daß wir uns nicht auf eine Energiequelle allein beschränken, d. h. nicht nur Kohle-Import darf die Losung sein, sondern auch Kernbrennstoffe müssen ins Land gebracht werden. Dabei sollten wir aus kaufmännischen Überlegungen uns nicht auf eine einzige Art der Kernbrennstoffe festlegen, also nicht nur Natur-Uran, oder gar nur Erze einführen wollen, sondern auch bestrebt sein, angereichertes Uran zu importieren. Es ist zudem vom Transport-Standpunkt viel leichter, wenige Tonnen hochangereicherten Kernbrennstoff zu importieren als Erz. Alles in allem, unsere Lage auf dem Welt-Energiemarkt verändert sich, unsere Abhängigkeit von dem internationalen Geschehen wird größer, die Zeit für eine Autarkie ist vorbei.

Es mag verwundern, daß bisher nur die Rede von der Umwandlung der in Kernprozessen entstehenden Wärme in Dampf und über Dampf und mechanische Energie in Elektrizität die Rede war. Es ist bekannt, daß Reaktoren auch für Antriebszwecke erprobt werden. Die prinzipielle technische Aufgabe ist aber hierbei nicht verschieden von der betrachteten. Auch für den Antrieb geht der Weg über die Wärme und die mit dieser Wärme erzeugbare Bewegungsenergie, sei dies zur direkten Ausnutzung oder indirekt. Unter der Überschrift einer wirtschaftlichen Betrachtung können diese Antriebsfragen heute jedoch noch nicht erörtert werden. Bisher ist nur der Antrieb für militärische Zwecke (U-Boot, Flugzeug) realisiert oder in Erprobung. Hierbei spielen ökonomische Faktoren keine Rolle. Auch der von Rußland geplante Atom-Eisbrecher wird hiervon keine Ausnahme machen, vielleicht aber der von Norwegen geplante mit Kernenergie angetriebene Frachter*). Auch ist ein Flugzeug, das die Ozeane oder noch

*) Die deutschen Pläne der Entwicklung von Schiffsantrieben erläutert *K. Illies*, Kernenergie für Schiffsantriebe, Atomwirtschaft **2**, 1, 5 (1957); siehe ferner Industriekurier vom 7. und 28. 11. 1956; über ausländische Vorhaben siehe u. a. Nucleus.

weitere Strecken ohne zu tanken überquert, nicht nur ein strategischer Wunsch, sondern auch im Dienste des Post- und Passagierfluges von hohem Wert*). Bei allen diesen Aufgaben sind heute die Spezialfragen der Sicherheit, Abschirmung, Gewichtsprobleme u. dgl. noch ungelöst, deren Diskussion den Rahmen dieser Übersicht sprengen würde. Das gleiche gilt von der immer wieder diskutierten und ebenso oft abgelehnten Atom-Lokomotive**). Ihre Konstruktion wäre jederzeit möglich. Bisher wird von solcher Lokomotive, die an keinen Fahrdraht gebunden ist, kein Dieselöl, keine Feuerung benötigt, immer dann gesprochen, wenn extrem lange und extrem unkultivierte Strecken (Wüsten z. B.) zu überwinden sind. Vorerst hat es aber den Anschein, als ob man auch auf dem Bahngebiet zu nicht mehr als Spezial-Anwendungen für Sonderfälle kommen wird. Der Schwerpunkt der für friedliche Zwecke geplanten Leistungsreaktoren liegt z. Zt. und wohl auch in näherer Zukunft im Felde der Elektrizitäts-Erzeugung, denn die Gefahren der radioaktiven Verseuchung durch Unfälle der mit Kernenergie angetriebenen Transportmittel sind noch nicht definitiv gemeistert.

Anders liegt es bei den stationären Leistungsreaktoren für Dampf- und Stromerzeugung. Diese Technik ist bereits heute so weit überschaubar, daß man mit gutem Gewissen Leistungsreaktoren für bewohnte Gebiete planen kann. Die Richtlinien für den Strahlungsschutz liegen fest; die Gefahren bei einer Zerstörung der Reaktoranlage durch Bedienungsfehler, durch Korrosion oder Ausbleiben des Kühlmittels oder dergl. sind im voraus übersehbar; es können Maßnahmen schon beim Bau getroffen werden, die alle schädliche Wirkung nach „außen“ verhindern. Hierzu gehören u. a. ausreichender Betonschutz, drucksichere Gebäude, sorgfältige Planung für Abwasser-Behandlung und Kühlluft. Es ist selbstverständlich, daß von diesem Sicherheitsstandpunkt aus die in sich geschlossenen Systeme den Vorzug verdienen. Die Volkswirtschaft der Zukunft fordert Elektrizität aus der Reaktor-Wärme; die Volksgesundheit fordert strahlungssichere Kernkraftwerke. Dieser Band soll helfen, den Weg zur simultanen Lösung beider Aufgaben zu finden; es ergeben sich viele Möglichkeiten — wie wir gesehen haben — und noch sind nicht alle im gleichen Ausmaß betriebssicher, aber eines sei nicht vergessen, bei richtiger Bauweise sind Reaktoren strahlungssicher und ungefährlich für ihre Nachbarschaft. Auch Gasanstalten und chemische Werke mögen als Gefahrenquelle angesehen werden. Ebenso wie es dort die Technik versteht, solche Gefahren zu bannen, ebenso ist die Reaktortechnik in der Lage, die Sicherheit zu gewährleisten. Es kommt hier wie dort darauf an, die Sachverständigen recht zu hören und Dilettanten nicht ans Werk zu lassen.

---

*) Über mit Kernkraft angetriebene Flugzeuge wird wenig veröffentlicht; siehe *C. A. Reynolds*, Atomkernenergie, Heft 10, 351 (1956); ferner *R. E. Lapp* in New York Times Magazine vom 12. 8. 1956; noch ist kein Flugzeug mittels Kernenergie geflogen, wohl aber wurde ein in Betrieb befindlicher Reaktor geflogen.

**) Ein erster Entwurf einer Atomlokomotive von *L. Borst*, Universität Utah, USA gibt 360 t Gewicht an, fast 50 m Länge und 1,2 Mio $ Anschaffungskosten.

Literatur

Die nachstehenden Literaturhinweise sind nach Möglichkeit den einzelnen Kapiteln zugeordnet. Es darf jedoch nicht übersehen werden, daß der Rahmen der meisten der zitierten Werke breiter ist, daher kommen die zu Kapitel 1 erwähnten Bücher fast alle auch für Kapitel 2 in Frage, entsprechendes gilt für die zu Kapitel 2 erwähnten Werke über Reaktoren und ihre Technik, die ebenfalls reichen Stoff für Kapitel 3 enthalten. Die Veröffentlichungen der Genfer Konferenz z. B. sind viel reichhaltiger als dem eingegrenzten Thema dieses Bandes entspricht. Das Literatur-Verzeichnis ist in keiner Weise vollständig. Spezielle Literaturzitate sind im Text enthalten; daher sind Zeitschriften und Tagungsveröffentlichungen hier nur als Gesamtwerk notiert.

Zu Kapitel 1

W. Riezler, Einführung in die Kernphysik. 6. Aufl. in Vorbereitung, Verlag Hübner, Berlin.
W. Finkelnburg, Einführung in die Atomphysik. 5. Aufl., Springer, Berlin 1953.
W. Hanle, Künstliche Radioaktivität. 2. Aufl. 1952.
H. Dänzer, Einführung in die theoretische Kernphysik. 1956.
E. Fermi, Nuclear Physics, Revid. Aufl. 1950.
J. G. Beckerley, Neutron Physics (*Fermi* Lectures), AEC-D-2664, Oktober 1951.
A. E. S. Green, Nuclear Physics, 1955.
O. R. Frisch, Progress in Nuclear Physics, Bd. 1—5ff.; 1950—1956ff.
E. Segré, Experimental Nuclear Physics, 1953 (2 Bände).
D. Halliday, Interductory Nuclear Physics, 1950.
W. H. Sullivan, Trilinear Chart of the Nuclides, Oak Ridge (1957) US Gov. Printing Office, Washington D. C.
Annual Review of Nuclear Science, Bd. 1, 1952, f.f. Stanford (Calif.), USA.

Zu Kapitel 2

W. Riezler u. *W. Walcher*, Einführung in die Kerntechnik. Teubner, Stuttgart, in Vorbereitung.
S. Glasstone, Principles of Nuclear Reactor Engineering. Van Nostrand, USA, 1955.
W. Fucks, Energiegewinnung aus Atomkernen, 1948.
R. L. Murray, Interduction to Nuclear Engineering, Prentice Hall, USA, 1954.
R. L. Murray, Nuclear Reactor Physics, Prentice Hall, Inc. (1957).
H. Sodack and *E. C. Campbell*, Elementary Pile Theory. John Willey, USA, 1950.
R. Stephenson, Introduction to Nuclear Engineering. McGraw Hill, USA, 1954.
S. Glasstone and *M. C. Edlund*, The Elements of Nuclear Reactor Theory. Van Nostrand, USA, 1952.
Überarbeitete Ausgabe der wichtigsten *Genfer Referate:*
Progress in Nuclear Energy.Band I: Physics and Mathematics; Band II: Reactors; Band III: Process Chemistry; Band IV: Technology and Engineering; Band V: Metallurgie and Fuels; Band VI: Biological Sciences; Band VII Medical Sciences; Band VIII: The Economics of Nuclear Power. Pergamon Press Ltd., London 1956.

Zu Kapitel 3 und 4

K. E. B. Jay, Atomic Energy Research at Harwell. Butterworths Scientific Publications, London 1955.
C. Goodman, The science and engineering of nuclear power, 2 Bände, Addison-Wesley Press Inc. 1949.
US-AEC, The reactor handbook. Band 1: Physics; Band 2: Engineering; Band 3: General properties of materials.
US-AEC, Selected reference material: Research reactors.-Chemical processing and equipment.
W. D. Smyth, A general account of the development of methods of using atomic energy for military purposes, Aug. 1945.
N. F. Lansing, The role of Engineering in nuclear Energy development. Oak Ridge Summer Symposium, 1951.
USA-Congress; Joint commitee on atomic energy; Atomic power and private enterprise, Dezember 1952.
US-AEC, Reports to the US. atomic energy comission on nuclear power reactor technology; sowie: Nuclear power reactors.
US-AEC, Major activities in the atomic energy programms, erscheint halbjährlich.
S. Glasstone, Sourcebook on atomic energy, van Nostrand, 1950.
Atomic power (aus Scientific American), Simon und Schuster, New York 1955.
Proceedings 1953 conference on nuclear engineering. Berkeley, Sept. 1953.
Nuclear Engineering, Part I und Part II, Vorträge der Ann Arbor Konferenz, Juni 1954, herausgegeben vom Am. Inst. Chem. Eng. New York, N.Y.

International Conference on the peaceful uses of Atomic Energy, Genf, August 1955, herausgegeben von European Office of United Nations.
Papers presented at the technical briefing session held at Idaho Falls, Nov. 1955.
Nuclear Engineering and Science Congress, Cleveland, Dez. 1955, herausgegeben von Am. Inst. Chem. Eng., New York, N.Y.
K. Jay, Calder Hall, London 1956.
E. H. Wakefield, Nuclear reactors for industry and universities, Instruments Publishing Co., Pittsburgh, USA.
School of Nuclear Science and Engineering. Argonne National Laboratory, verschiedene Bände von verschiedenen Verfassern.
W. M. Breazeale, a low cost experimental neutron chain reactor, ORNL - 1105, Nov. 1952 und ORNL-52-11-125.
J. H. Buck und *C. F. Leyse*, Materials Testing Reactor Handbook. Technical Information Service, Oak Ridge, Mai 1951 (TID-7001).
A. R. Jones, The Westinghouse Testing Reactor, Electr. Eng. **76**, 6, 500 (1957).
Atomic Industrial Forum, Nuclear Reactor Development, Juli 1954, New York, N.Y.
The physics of nuclear Reactors. British Journal of applied Physics, supplement No. 5, Juli 1956.

Zeitschriften:

Nucleonics. Mc-Graw-Hill, Publ. Co., New York, N.Y.
Journal of Nuclear Energy. Pergamon Press, London.
Nuclear Engineering. Temple Press Ltd., London.
Nuclear Science and Engineering. Academic Press Inc., New York, N.Y.
Atomkern Energie. Karl Thiemig, München.
Die Atom-Wirtschaft. Handelsblatt GmbH., Düsseldorf.
Atompraxis. G. Braun, Karlsruhe.
Atom und Strom
Bulletin of the Atomic Scientists. Educational Foundation for Nuclear Science Inc., Chicago, Ill.
Nucleus (Informationsdienst). H. H. Oehmke, Bonn, Bundeshaus.
Nuclear Power (England)
Atomics (England)
Nuclear Physics (Holland)
Nuclear Instruments (Holland)
Industries Atomiques (Schweiz)
Atomnaja Energija (Rußland)

Zu Kapitel 5

M. A. Schultz, Control of Nuclear Reactors and Power Plants, McGraw-Hill, New York, N. Y., 1956.
E. Fünfer und *H. Neuert*, Zählrohre und Szintillationszähler. G. Braun, Karlsruhe 1954.
S. A. Korff, Electron and Nuclear Counters. Van Nostrand Co., Inc. New York, N.Y. 1955.
R. G. Olson, Dynamic Simulation of a Fast Reactor, Nucleonics **15**, 5, 76 (1957).
G. W. Stuart, Effect on Neutron Interaction an Criticallity, Journ. appl. Phys. **27**, 11, 1291 (1956) **28**, 6, 677 (1957).

Zu Kapitel 6

B. Rajewsky, Strahlendosis und Strahlenwirkung. 2. Aufl. 1956.
G. J. Hine and *G. L. Brownell*, Radiation Dosimetry, 1956. Academic Press. Inc. New York, N.Y.
Handbooks of US. Dept. of Commerce
No. 42 Safe Handling of Radioactive Isotopes
No. 48 Control and Removal of Radioactive Contamination in Laboratories.
No. 49 Recommendations for Waste Disposal of Phosphorus-32 and Iodine-131 for Medical Users
No. 50 X-ray Protection Design
No. 51 Radiological Monitoring Methods and Instruments
No. 52 Maximum Permissible Amounts of Radioisotopes in the Human Body and Maximum Permissible Concentrations in Air and Water
No. 53 Recommendations for the Disposal of Carbon-14 Wastes
No. 54 Protection Against Radiations From Radium, Cobalt-60, and Cesium-137
No. 55 Protection Against Betatron-Synchrotron Radiations Up to 100 Million Electron-Volts
No. 56 Safe Handling of Cadavers Containing Radioactive Isotopes
No. 57 Photographic Dosimetry of X- and Gamma Rays
No. 58 Radioactive-Waste Disposal in the Ocean
No. 59 Permissible Dose From External Sources of Ionizing Radiation

No. 60 X-ray Protection
No. 61 Regulation of Radiation Expousure by Legislative Means.
S. Kinsman, Radiological Health Handbook; 1956, R. A. Taft Sanitary Engineering Center.
L. D. Marinelli, Radiation Dosimetry and Protection. Annual Review of Nuclear Science, Band 3, 1953.
Recommendations of the International Commission von Radiological Protection, British Journal of Radiology, Suppl. No. 6, 1955.
Governement of India: Nuclear Explosions and their Effects; Ministry of Information and Broadcasting, Delhi 1956.
M. Ingram und *W. B. Mason*, Literature on the biological effects of ionizing radiations; Cleveland, Dez. 1955, prepint 237.
B. J. Moyer, Survey Methods for Neutron Fields, UCRL-1635. Berkeley, Californien, Jan. 1952.
Nuclear Weapons, Manual of Civil Defense Vol. I, Her Majesty's Stationary Office, London 1956.
Precautions in the use of Ionising Radiations in Industry, Ministry of Labour and National Service, London, 1954.
W. Kliefoth, Sind wir bedroht? Physik-Verlag, Mosbach 1956.
W. K. Luckow, R. B. Nesler, L. C. Widdoes, The nuclear research reactor at the university of Michigan; an evaluation of the hazards of operation and provisions for limiting these hazards; MMPP-75-1, Techn. Inform. Service Oak Ridge, Nov. 1953.
Hazards Summary Report for the Army Package Power Reactor, AECD-3731, Okt. 1955.
Radioaktive Substanzen und Wasser (Übersetzung von Berichten aus Genf und Cleveland). R. Oldenbourg München 1956.
Karl Imhoff, Taschenbuch der Stadtentwässerung. R. Oldenbourg, München 1956.
I. T. Weills et alii, Radiological Hazards and Precautions in a Nuclear Power Industry; nicht veröffentlichte Vortragsreihe, Raleigh 1955.
K. Z. Morgan und *H. M. Parker*, Health Control and Nuclear Research, in Vorbereitung*).
J. R. Novak, Radiation Safety Guide. Argonne National Laboratory, ANL-5574, Juni 1956.
Manual for Radiation Safety, University of California.
W. S. Snyder und *J. Neufeld*, Calculated Depth dose curves in tissue for broad beams of fast neutrons ORNL-1872, Apr. 1955.
C. P. Straub, Problems of radioactive Waste Disposal, Joint Meeting Orlando (Florida), Nov. 1955.
M. I. Goldman und *C. P. Straub*, Ground Disposal of liquid radioactive Waste, Meeting Am. Inst. Mining Eng. New York, N.Y., Febr. 1956.
Meteorology and Atomic Energy. US. Dep. of Commerce, Weather Bureau Juli 1955.
O. G. Sutton, Micrometeorology, 1953.
O. G. Sutton, Athmospheric Turbulence, 2. Aufl. 1954.
H. Lettau, Athmosphärische Turbulenz, 1939.
Meldau, Handbuch der Staubtechnik, 1956.
R. Geiger, Klima der bodennahen Luftschichten.
Th. Rockwell, Reactor Shielding. Design Manual, Mc Graw-Hill, New York, N.Y. 1956.
E. G. Tierpak, Report on Design and Placement techniques of Barytes concrete for Reactor biological Shields, ORNL-1739, Mai 1954.
Report of the Panel on the Impact of the Peaceful Uses of Atomic Energy, US-Congress, Joint Committee on Atomic Energy, Januar 1956, 2 Bde.
I. Sharpe, Radiation Detectors, Nucl Eng. **2**, 14 190 (1957).
J. S. Laughlin and *I. Pullman*,, The genetically significant Radiation Dose received by the Population of US, Washington D. C. NAS — NRC (1957).

*Spezielle Literatur**) zum Thema Strahlungs-Überwachung (Health Physics)*

H. M. Parker, Health Physics Instrumentation and Radiation Protection, in Advances in Biological and Medical Physics S. 227 ff., *J. H. Lawrence* and *J. G. Hamilton*, Academic Press (1948).
D. B. Cowie and *L. A. Scheele*, A Survey of Radiation Protection in Hospitals. J. Nat. Cancer. Institute **1**, 767—787 (1941).
R. D. Evans, Protection of Radium Dial Workers and Radiologists from Injury by Radium. J. Industrial Hygiene and Toxicology **25**, 253—269, Sept. 1943.
G. Failla, Radium Protection. Radiology **19**, 12—21 (1932).
F. E. Ellinger, The Biologic Fundamentals of Radiation Therapy. Elsevier Publishing Co. (1941).
H. A. Colwell and *S. Russ*, X-Ray and Radium Injuries, Prevention and Treatment. Oxford University Press (1934).

---

* Verfasser dankt Mr. *K. Z. Morgan* für die Erlaubnis, wichtige Teile dieses Handbuchs vorab zu studieren.

** Nach *F. P. Cowan*, History and Scope of Health Physics, Febr. 1956

P. Aebersold, Isotopes and Their Application to Peacetime Use of Atomic Energy, Bulletin Atomic Scientitists **4**, 151 (Mai 1948).
J. W. Irvine, jr., Industrial Applications of Radionucleides. Analytical Chemistry **21**, 364—368 (März 1949)
E. H. Quimbi and *C. B. Braestrup*, Planning the Radioisotope Programm in the Hospital. American Journal of Roent. and Radium Th. **63**, 6—12 (Jan. 1950).
R. D. Evans, The Science and Engineering of Nuclear Power, Kap. 16. Addison-Wesley Press (1949).
R. E. Lapp and *H. L. Andrews*, Nuclear Radiation Physics, Kap. 18. Prentice Hall (1954).
R. E. Lapp and *H. L. Andrews*, Health Physics. Nucleonies **3**, 60—67 (Sept. 1948).
Medical Physics - Bd. II. Herausgegeben von *Otto Glasser*, Year book Publishers (1950), siehe *K. Z. Morgan*, S. 766—781.
S. Glasstone, Sourcebook on Atomic Energy, Kap. 18. Van Nostrand (1950).
D. F. Behrens, Atomic Medicine. Williams and Williams (1953).
K. Z. Morgan, Health Physics and Its Control of Radiation Exposures at Clinton National Laboratory. Chemical and Engineering News **25**, 3794 (22. Dez. 1947).
L. L. German und *H. M. Rosendaal*, Physical and Medical Aspects of Radiation. Electr. Engineering **67**, 884—890 (Sept. 1948).
W. H. Sillivan, Control of Radioactivity Hazards, Chemical and Engineering News **25**, 1862 (30. Juni 1947).
Control of Radiation Hazards in the Atomic Energy Program, AEC 8th Semiannual Report, Juli 1950.
Safety Code for the Industrial Use of X-Rays, American Standards Association Publication Z 54.1-1946.
Lecture Presented at the Inservice Training Course in Radiological Health, Ann. Arbor, Michigan 1951, University of Michigan School of Public Health.
An International Bibliography on Atomic Energy, Band II — „Scientific Aspects" United Nations Atomic Energy Commission.
Bibliography on Radiation Protection. H. H. Goldsmith, Nucleonics **4**, Mai u. Juni 1949.
Bibliography-Radiation Detection. Radiation Instrument Branch, Atomic Energy Commission, Washinton, D. C., Juli 1949.

Zu Kapitel 7

Atomic Energy in Economic Development. International Bank for Reconstruction and Development 27, Sept. 1956.
H. Römer, Atom, ein neuer Wirtschaftsfaktor. Süddeutsche Bank AG., 1957.
OEEC: Trends in Economic Sector
The Electricity Supply Industry in Europe, Jan. 1956.
Oil, The Outlook for Europe, Sept. 1956.
The Coal Industry in Europe, April 1956.
Joint action by OEEC countries in the field of nuclear energy, Sept. 1956.
Proceedings of the American Power Conference Band XVII und XVIII, 1955 und 1956. Illinois Inst. of Technology, Chicago, USA.
Atomic Industrial Forum, New York, N.Y.: Business opportunities in atomic energy, Mai 1954. Commercial and International Developments in Atomic Energy, Sept. 1955.
P. Wiel, Wirtschaftliche Probleme der Atomenergie. Essen 1956.
Die Atomenergietechnik und ihre Bedeutung für Europa, aus Praktische Energiekunde, Heft 3 (1955), Karlsruhe.
Die Kohle in der Elektrizitätswirtschaft. Vortragsveranstaltung der Deutschen Kohlenbergbau-Leitung. Verlag Glückauf, Essen, Okt. (1952).
VDEW: Der Kapitalbedarf der öffentlichen Elektrizitätsversorgung zur Sicherung der Wirtschaftsentwicklung im Bundesgebiet. Okt. (1953).
VDEW: Investitions- und Finanzierungsprobleme in der öffentlichen Elektrizitätsversorgung des Bundesgebietes, April (1954).
VDEW: Elektrizitätswerke in der Steinkohlenkrise, März (1956).
VDEW: Die öffentliche Elektrizitätsversorgung im Bundesgebiet und in West-Berlin (1955).
OEEC: Elektrizitätspreise und ihre Auswirkung auf die Finanzierung von Investitionen der Elektrizitätswirtschaft; März (1955).
Aufgabe und Ziele der schweizerischen Atomwirtschaft. Referate der nationalrätlichen Kommission, 13. 11. 1956.
H. Mandel, Atomenergie und Elektrizitäts-Erzeugung. Vortrag im Energiewirtschaftlichen Institut der Universität Köln, Oldenbourg München (1956).
C. L. Johnson und *F. A. Cleveland*, Design of Air Frames for Nuclear Power, Aeronautic. Eng. Rev. **16**, 6, 48 (1957); außerdem Aviation Week v. 18. März und 27. Mai 1957; ferner *A. M. Weinberg*, Vortrag bei Inter American Symposium on Peaceful Application of Nuclear Energy, Brookhaven, Mai 1957.

Sachwort-Register



ATOME ARBEITEN FÜR DEN FRIEDEN

Die acf Industries, Incorporated, liefert im Rahmen "Atome für den Frieden" wichtige Kernreaktoren-Anlagen an die Niederlande, Schweden und Italien.

Die Nuclear Products–Erco, Division (Abteilung) der acf Industries, Incorporated, ist mit ihrem Personal und ihrer Ausrüstung fähig, vollständige Reaktorenanlagen für *Kraft, Forschung, Materialserprobung* und andere Zwecke sowohl zu konstruieren wie auch zu bauen. Anfragen bezüglich der Reaktoren, ihrer Bestandteile und dazugehörender Ausrustung sind uns stehts willkommen.

acf REAKTOREN, die zur Zeit konstruiert und gebaut werden, 1957

5000 KW schweres Wasser für die Comitato Nazionale per le Ricerche Nucleari in Italien.

20000 KW leichtes Wasser für das Reactor Centrum in den Niederlanden.

30000 KW leichtes Wasser für die Aktiebolaget Atomenergi, Schweden.

1000–5000 KW schweres Wasser für das Massachusetts Institute of Technology in den U.S.A.

10000 KW leichtes Wasser für die Amerikanische Luftwaffe.

In der Vorentwicklung: 10000–20000 KW leichtes Wasser für das Case Institute of Technology in den U.S.A.

acf nuclear products · erco

Division of ACF Industries, Inc., 508 Kennedy St. N.W., Washington, D.C., U.S.A.

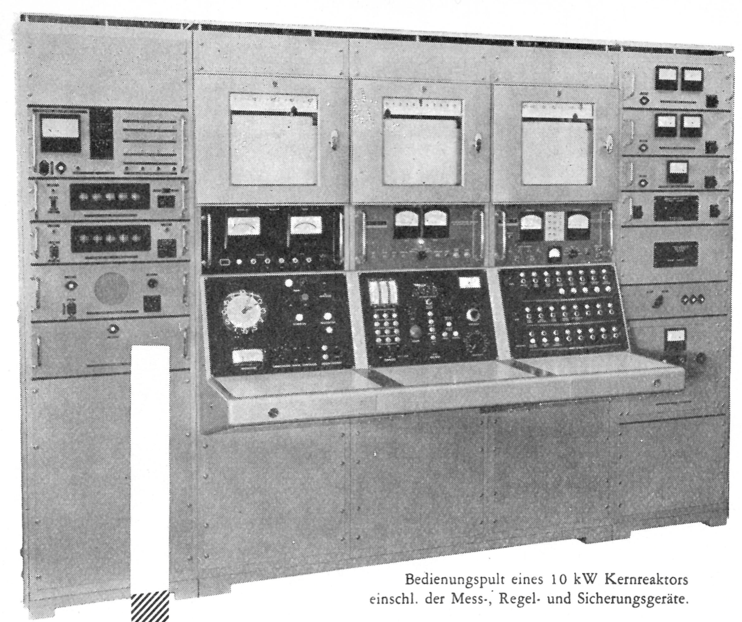
GRAPHITE

FÜR DIE ATOMTECHNIK



SIEMENS-PLANIA · CHEMISCHE FABRIK GRIESHEIM
MEITINGEN BEI AUGSBURG





Bedienungspult eines 10 kW Kernreaktors einschl. der Mess-, Regel- und Sicherungsgeräte.

Selbstverständlich....

....auch auf dem Gebiet der Kernenergie kann sich der Entwickler die umfangreichen Erfahrungen zunutze machen, die Philips bei der Bearbeitung elektronischer Mess-, Regel- und Steuerprobleme sammeln konnte.

Für den Entwurf und die Fertigung kompletter Mess-, Regel- und Sicherungsapparaturen für Kernreaktoren steht ein Stab von spezialisierten Mitarbeitern zur Verfügung. Obiges Photo zeigt eine der möglichen Ausführungsformen.





N V PHILIPS' GLOEILAMPENFABRIEKEN · EINDHOVEN · HOLLAND

Synchrozyklotrons · Linearbeschleuniger · Kaskadenbeschleuniger · Ablenkmagnete · Spezial-Targets · Strahlungsmessgeräte · Detektoren usw.


B
Tetrabor
B4C
B
C
B
B4C
BORCARBID
B
Wir liefern BORCARBID
B4C Marke Tetrabor
in allen für den Reaktor gebräuchlichen
Körnungen und Korngemischen, auch in
gesinterter und gebundener Form.
BORNITRID (BN)
ELEKTROSCHMELZWERK KEMPTEN GMBH
München 27, Postfach 102
Paul Lang